## ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ НАУКИ ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК



#### ДОЛГАНОВ КИРИЛЛ СЕРГЕЕВИЧ

Методический подход к созданию моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для реалистического расчётного обоснования безопасности при тяжёлых авариях

Специальность 2.4.9 – Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность

#### ДИССЕРТАЦИЯ

на соискание учёной степени доктора технических наук

Научный консультант: д.т.н. А.Е. Киселёв

Москва, 2024

## оглавление

Списо	Список сокращений	
Введен	Введение	
1	Постановка задачи исследования	.14
1.1	Терминология	.14
1.2	История создания интегральных моделей энергоблоков АЭС	.22
1.3	Текущее состояние проблемы и постановка задачи исследования	.24
1.4	Этапы методического подхода к созданию ФММ	.26
1.5	Выводы по главе 1	.28
2	Исследование области моделирования	.29
2.1	Выбор объектов моделирования	.29
2.2	Определение представительных сценариев ТА	.36
2.2.1	Анализ нормативных требований к выбору сценариев ТА	.36
2.2.2	Тяжёлые аварии на РУ и в БВ, учитываемые в ООБ и ВАБ-2	.41
2.2.3	Представительные ТА с точки зрения водородной взрывобезопасности	.45
2.3	Определение требующих моделирования процессов и явлений	.49
2.3.1	Начальная стадия ТА (до превышения МПП)	.51
2.3.2	Стадия начала разрушения активной зоны	.64
2.3.3	Конечная сталия разрушения а.з.	.79
2.3.4	Сталия удержания кориума внутри корпуса реактора	.81
2.3.5	Процессы пол ГО	104
2.3.6	Внекорпусная сталия	111
2.3.7	Начальная сталия ТА в БВ ВВЭР (по превышения МППП твэлов)	116
2.3.8	Сталия начала разрушения ОТВС в БВ	125
2.3.9	Конечная сталия разрушения ОТВС в БВ	128
2.3.10	Процессы под ГО при аварии в БВ	130
2 3 11	Ранжирование явлений и процессов при ТА на ВВЭР	130
2 3 12	Выволы по главе 3	134
3	Средство численного молелирования ТА	135
31	Современные тенлениии развития интегральных колов для расчётного анализа	
5.1	135	111
3.2	Требования к моделям наилучшей оценки	137
3.3	Анализ соответствия кода СОКРАТ требованиям к реалистическому расчётно	эму
анализ	ву ТА	139
3.3.1	Использование механистических моделей	142
3.3.2	Примеры учёта феноменологических уроков ТА на АЭС	149
3.3.3	Степень охвата представительных процессов и явления в коде СОКРАТ	152
3.4	Выводы по главе 3	156
4	Валидация средства численного моделирования	157
4.1	Матрица валидации для моделирования процессов на начальной стадии ТА	157
4.2	Матрица валидации для моделирования процессов разрушения а.з	166
4.3	Матрица валидации для моделирования теплофизических процессов в напори	ной
камере	е реактора на этапе удержания кориума	170
4.4	Матрица валидации для моделирования процессов под гермооболочкой	170
4.5	Матрица верификации для моделирования радиационных процессов	176
4.5.1	Модель нейтронной кинетики	176
4.5.2	Накопление ПД в топливе	176
4.5.3	Выход ПД из твердого топлива	178
4.5.4	Выход ПД из ванны расплава	180
4.5.5	Перенос и осаждение ПД в первом контуре и в ГО	180
4.6	Матрица валидации для моделирования теплогидравлических и термохимическ	ких
процес	ссов в расплаве на внекорпусной стадии ТА	181

4.7	Общие метолические полхолы к валилации	
4.7.1	Протитипность экспериментальных ланных	
4.7.2	Ланные об экспериментальной установке	
4.7.3	Разработка и описание расчётной молели	197
474	Выполнение референтного расчета эксперимента	201
475	Анализ погрешностей и неопределенностей	202
476	Выволы о возможностях и ограницениях программы лля ЭВМ в	202 в цасти
молеп	ипорация сорокупности разимосрязанных программы для ЭДИ Г	203
модел 477	Израния совокупности взаимосвязанных процессов и явлении	203 пей ппа
пасчёт	$r_{OR} T\Delta$	204
2 8		210
4.0 5	Кранификания распётних молелей энергоблока	
51	Общие полуоди к крадификации расцётной модели	211 211
5.1	Преднатория работы на моншости	211
5.2	Модон расктора на примора РРЭР 1200	
5.5	Модель реактора на примере ВБЭГ-1200	
5.5.1	Оощии подход к выделению расчетных ячеек	
5.5.2	Зона входных патруоков	/ 12 210
5.5.5	НКР в области днищ шахты и корпуса реактора	218
5.5.4	Геометрические характеристики поперечных связеи между группами ГВС	
5.5.5	Проточная часть ТВС в ооласти головок между плоскостями 16 и 1/	
5.3.6	Баипас а.з.	
5.3.7	ТВС, включая хвостовик, пучок твэлов и головку	
5.3.8	Материал направляющих каналов СУЗ, инструментальных каналов и ДР	
5.3.9	Материал поглощающих стержней СУЗ	
5.3.10	Моделирование нижней дистанционирующей решетки а.з	221
5.3.11	Проверка балансов на стадии разрушения а.з.	223
5.3.12	Сборная камера реактора между плоскостями 18 и 20	223
5.3.13	Сборная камера реактора между плоскостями 20 и 21	224
5.3.14	Выходная камера реактора	224
5.4	Модель днища корпуса реактора	225
5.5	Модель ГЦТ	227
5.5.1	Горячая нитка	227
5.5.2	Гидрозатвор и объем теплоносителя в ГЦНА	228
5.5.3	Холодная нитка	228
5.6	Модель ГЦН(А)	229
5.7	Модель соединительного трубопровода КД	229
5.8	Модель компенсатора давления	229
5.9	Модель ПГ	229
5.9.1	Горячий и холодный коллекторы ПГ	230
5.9.2	Теплообменные трубки ПГ	231
5.9.3	ПГ по второму контуру	231
5.10	Паропроводы свежего пара	232
5.11	Модели систем безопасности	232
5.11.1	ГЕ САОЗ	232
5.11.2	САОЗ ВД и САОЗ НД	233
5.11.3	Система аварийной подачи питательной воды в ПГ	233
5.11.4	САГ и бак-барботёр	233
5.11.5	СПЗАЗ, ГЕ-3 (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)	233
5.11.6	Спринклерная система	234
5.11.7	СПОТ ГО (ВВЭР-1200/В491)	234
5.11.8	Струйно-вихревой конденсатор (ВВЭР-440)	234
5.11.9	Барботажно-вакуумная система (ВВЭР-440)	234
	* *	

5.11.10	0 САР ПГ (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)	234
5.11.1	1 СПОТ ПГ (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)	235
5.11.12	2 Система дожигания водорода	235
5.11.1.	З Система защиты первого контура от превышения давления	235
5.11.14	4 Система защиты второго контура от превышения давления	236
5.11.1:	5 Система охлаждения БВ	236
5.11.10	6 Модель УЛР (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)	236
5.12	Модель шахты реактора	238
5.13	Модель ГО	239
5.14	Модель БВ	240
5.15	Тепловые потери	246
5.16	Перепады давления на участках контуров ГЦТ	246
5.17	Параметры стационарного состояния	246
5.18	Использование станционных данных для квалификации расчётных моделей	247
5.18.1	Моделируемые элементы энергоблока	247
5.18.2	Инструментирование режима	247
5.18.3	Сценарий инцидента	248
5.18.4	Начальные и граничные условия в референтных расчетах	249
5.18.5	Результаты референтных расчетов	249
5.18.6	Анализ неопределенностей	255
5.18.7	Результаты анализа неопределенности и чувствительности	255
5.18.8	Выводы о возможностях и ограничениях кода СОКРАТ применителы	но к
модел	ированию данного класса процессов и явлений	256
5.19	Выводы по главе 5	256
6	Анализ неопределённостей расчётов ТА	257
6.1	Цель и задачи анализа неопределённостей результатов моделирования ТА	257
6.2	Обоснование параметров неопределённости	261
6.3	Особенности обработки результатов анализа неопределённости для ТА	
6.4	Анализ неопределённости как инструмент поиска пороговых эффектов	
6.5	Выводы по главе 6	271
7	Апробация элементов методики на примере исследования тяжёлой аварии на	АЭС
Фукус	сима-1	272
7.1	Интегральное моделирование тяжёлой аварии на энергоблоке 1 АЭС Фукуси 272	има-1
7.1.1	Модель энергоблока и принятые допущения	273
7.1.2	Начальные и граничные условия и допущения	279
7.1.3	Накопление продуктов деления и актиноидов в топливе	280
7.1.4	Квалификация физико-математической модели энергоблока	281
7.1.5	Моделирование начальной (теплогидравлической) стадии аварии	285
7.1.6	Моделирование основной стадии аварии	289
7.1.7	Моделирование теплогидравлических процессов в контейнменте и на поз	здней
стадии	и аварии	296
7.1.8	Анализ условий для взрыва водорода	300
7.1.9	Поведение радиоактивных продуктов деления	304
7.1.10	Выводы	308
7.2	Технологические уроки аварии на АЭС Фукусима-1 лля совершенствов	вания
физик	о-математической модели ВВЭР	
7.2.1	Ложные показания уровня волы в корпусе реактора при аварии на энергобло	оке 1
A <sub>J</sub> C c	Рукусима-1	
7.2.2	Система измерения уровня на ПГ ВВЭР	
7 7 2	Расчётная молець ПГ ВВ'ЭР-1000	313

7.2.4	Моделирование поведения системы измерения уровня котловой воды	в ПГ ВВЭР
при тя	ижелых авариях	
7.2.5	Выводы	
7.3	Совместное использование ФММ и CFD кодов для анализа в	озможности
байпас	ссирования защитной оболочки при ТА	
7.3.1	Постановка задачи	
7.3.2	Сценарий развития ТА с потенциальной конвекцией перегретой среди	ы в горячей
нитке	ГЦТ	
7.3.3	Расчетное моделирование при помощи CFD-кодов	
7.3.4	Выводы	
Заклю	рчение	
Списо	ок использованных источников	

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

а.з.       - Активная зопа         АК       - Аварийный конденсатор         АН       - Анализ неопределённостей         АЭС       - Атомпая электростанция         БВ       - Бассейн выдержки         БЗОК       - Быстродействующий запорно-отсечной клапан         БЗТ       - Быстродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор         БУ-А       - Быстродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор         БШУ       - Быотродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор         БШУ       - Быотродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор         БШУ       - Быотродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор         БШУ       - Быотродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор         БВЭР       - Водо-водяной энергетический реактор         ВКУ       - Виуровкость САОЗ         ГЗ       - Гидровкость САОЗ         ГИ       - главный паровой коллектор         ГЦН(А)       - главный пиркуляционный контур         ГП       - Главный пиркуляционный контур         ГЦК       - главный пиркуляционный контур         ГЦК       - главный пиркуляционный контур         Л       - Дизель-тенератор         ДУ       - Дизель-тенератор         ДУ <td< th=""><th>A3</th><th>- Аварийная защита</th></td<>	A3	- Аварийная защита
АК       - Аварийный конделсатор         АН       - Апализ песопредслённостой         АЭС       - Атомная электростанция         БВ       - Бассейн выдержки         БЗОК       - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу         БРУ-А       - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу         БРУ-А       - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу         БРУ-А       - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор         БШУ       - Блоктвацитивах труб         ВЭР       - Водо-водяной энергетический реактор         ВКУ       - Виутрикорпуснос устройство         ГК       - Гидроакость САОЗ         ГЗ       - Гидроакость САОЗ         ГЗ       - Гидроакость САОЗ         ГЗ       - Гидроакость САОЗ         ГП       - Главный ширкуляционный контур         ГПК       - Главный ширкуляционный трубопровод         ЛГ       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Диаметр условный         ММ       - Контеструкционный ивтериал         МПУ КД       - Имаким-тенератор         ДУ       - Диаметр условный         МАГ       - Соитатокукциинимы и материал         МПКД       - Компенсатор давлени	a.3.	- Активная зона
АН       - Анализ неопределённостей         АЭС       - Атомная электростанция         БВ       Бассейп выдержки         БЗОК       - Быстролёйствующий запорно-отсечной клапан         БЗТ       - Блок защитшых труб         БУ-А       - Быстролёйствующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу         БРУ-А       - Быстролёйствующая редукционная установка со сбросом в конденсатор         БЦЦ       - Блочный щит управления         ВАБ-2       Bepostructure управления         ВАК-2       Bepostructure (CA)         Г       - Гидрозатвор         ГО       - Гермооболочка         ГПК       - Главный ширкуляционный контур         ГЦЦ       - Главный циркуляционный контур         ГЦТ       - Главный циркуляционный контур         ГЦ       - Лавилый циркуляционы         ГЦ <td< td=""><td>АК</td><td>- Аварийный конденсатор</td></td<>	АК	- Аварийный конденсатор
АЭС         Атомпая электростащия           БВ         Бассейн выдержки           БЗОК         Быстродействующий запорно-отсечной клапан           БЭТ         Бискродействующий запорно-отсечной клапан           БЭТ         Бискродействующая редукционная установка со обросом пара в атмосферу           БРУ-К         Быстродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор           БШУ         Бискродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор           БВЭР         Быостродействующая редукционная установка со обросом в конденсатор           ВВЭР         Воло-водяной энергетический реактор           ВКУ         Виугрикорпуснос устройство           ГЕ САОЗ         Гидрозятвор           ГО         Гермооболочка           ГПК         Главный парковой коллектор           ГЦ(4)         Главный пиркуляционный консур           ГЦ         Главный пиркуляционный трубопровод           ДГ         - Дистанционирующая решётка           Ду         - Диостысно-герсдораринтельное устройство компенсатора давления           КМ         - Коспетрукционный матерпал           МПУ КД         - Компенсатор давления           КМ         - Коспетрукционный тореден повреждения твлов           НКР         - Напорная камера реактора           ПГП         - Масучньо	AH	- Анализ неопределённостей
БВ         - Бассейн выдержки           БЗОК         - Быстродействующий запорно-отсечной клапан           БЗТ         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу           БРУ-А         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу           БРУ-А         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в кондецсатор           БШУ         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в кондецсатор           ВРУ-         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в кондецсатор           ВИУ         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу           ВРР         - Водо-водяной энергетический реактор           ВКУ         - Виутрикорпусное устройство           ГЕ САОЗ         - Гидросатвор           ГО         - Гермооболочка           ПК         - Главный пиркуляционный контур           ГЦК         - Главный пиркуляционный пубопровод           ДГ         - Дизель-генератор           ДР         - Дизель-генератор           ДУ         - Дизель-генератор           КМ         - Компенсатор давления           КМ         - Компенсатор давления           КМ         - Компенсатор давления           КМ         - Максимальный проектый предел повреждения твлов           НГР </td <td>АЭС</td> <td>- Атомная электростанция</td>	АЭС	- Атомная электростанция
Быстродействующий запорно-отсечной клапан           БАТ         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу           БЫСтродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           БИГ         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           БИГ         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           BUP         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           BUY         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           BUY         - Высрольстный анализ безопасности второго уровня           BBOP         - Водо-водяной знергетический реактор           FT         - Гидроатвор         -           FO         - Гермооболочка         -           TT         - Главный паркуляционный трубопровод         -           ГЦК         - Главный паркуляционный трубопровод         -           ДГ         - Дистанционирующая решётка         -           Ду         - Диаметр условный         -           КМ         - Копструкционный матернал         -           МАГАТЭ         - Международнос а гентство по атомной энергии           МППП         - Максимальный проектный предел повреждения твэлов           НКР         - Напорная камера реактора           ОРС	БВ	- Бассейн выдержки
Б3Т       Блок защитных труб         БРУ-А       Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу         БРУ-К       Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор         БШУ       Блочный щит управления         ВАБ-2       Вероятностный апализ безопасности второго уровия         ВВЭР       Водо-водяной энергетический реактор         ВКУ       Внутрикорпуснос устройство         ГЕ САОЗ       Гидроемкость САОЗ         ГЗ       - Гидрозатвор         ГО       - Гермооболочка         ПК       - Главный паровой коллектор         ГЦК       - Главный пиркуляционный касос(ный агрегат)         ГЦК       - Главный пиркуляционный касос(ный агрегат)         ГЦК       - Главный пиркуляционный контур         ГЦТ       - Главный парсар поровод         ДГ       - Дистанционируюцая решётка         Ду       - Дистанционируюцая решётка         КД       - Компенсатор давления         КД       - Компенсатор давления         КД       - Компенсатор давления         КД       - Конструкционный матерцал	БЗОК	- Быстродействующий запорно-отсечной клапан
БРУ-А         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу           БРУ-К         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           БПУ         - Блочный щит управления           BAБ-2         - Вероятностный анализ безопасности второго уровия           BBP         - Водо-водяной энергетический реактор           BKV         - Внутрикорпусное устройство           FE CAO3         - Гидроемкость CAO3           F3         - Гидроемкость CAO3           F1         - Глароемкость CAO3           F1         - Главный циркуляционный контур           F1         - Главный циркуляционный контур           F1         - Главный циркуляционный контур           G1         - Дизель-генератор           ДГ         - Дизель-генератор           ДУ         - Диаметр условный           KM         - Контсрукционный матернал           MK4         - Конструкционный матернал           MIT         - Международное агентство	БЗТ	- Блок зашитных труб
БРУ-К         - Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор           БШУ         - Блочный щит управления           ВАБ-2         - Вероятностный анализ безопасности второго уровня           ВВЭР         - Водо-водякой энергетический реактор           ВКУ         - Внутрикорпусное устройство           Г         - Гидрозатвор           ГО         - Гермооболочка           ГПК         - Главный паровой коллектор           ГЦК         - Главный циркуляционный косс(ный агрегат)           ГЦК         - Главный циркуляционный костур           ГЦТ         - Главный циркуляционный кососный агрегат)           ГЦК         - Главный циркуляционный кососный агрегат)           ДУ         - Дизель-генератор           ДР         - Дистанционирующая решётка           Ду         - Диаметр условный           ЖМ         - Жертвенный материал           ИПУ КД         - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления           КМ         - Комстерукционный материал           МППП         - Максимальный проектный предел повреждения твэлов           НКР         - Напорная камера реактора           НКР         - Напорная камера реактора           ОТВ         - Остаточное тепловыдление          ОТВС         - Организация	БРУ-А	- Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу
БЩУ         Блочный щиг управления           ВАБ-2         Вероятностный анализ безопасности второго уровня           ВВЭР         Водо-водяной энергетический реактор           ВКУ         Внутрикорпусное устройство           ГЕ САОЗ         - Гидрозатвор           ГО         - Гермооболочка           ПК         - Главный циркуляционный контур           ГЦК         - Главный циркуляционный контур           ГЦК         - Главный циркуляционный контур           ГЦК         - Главный циркуляционный контур           ГЦГ         - Главный циркуляционный контур           ПТ         - Главный циркуляционный контур           ПЦ         - Главный циркуляционный контур           ПЦ         - Главный циркуляционный контур           ПК         - Главный циркуляционный контур           ПК         - Главный ширкуляционный контур           ПК         - Главный материал           ММ         - Констерукционный материал           МПУ КД         - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления           КД         - Компенсатор давления           КД         - Компенсатор давления           КД         - Компенсатор давления           КД         - Масимальный проектный предел повреждения твэлов	БРУ-К	- Быстродействующая редукционная установка со сбросом в конденсатор
ВАБ-2         - Вероятностный анализ безопасности второго уровня           ВВЭР         - Водо-водялой энергетический реактор           ВКУ         - Внутрикорпусное устройство           ГЕ САОЗ         - Гидрозатвор           ГО         - Гермооболочка           ГПК         - Главный паровой коллектор           ГП(Н)         - Главный циркуляционный косс(ный агрегат)           ГЦН(А)         - Главный циркуляционный контур           ГЦК         - Главный циркуляционный трубопровод           ДГ         - Дистанционирующая решётка           ДУ         - Дистанционирующая решётка           ДУ         - Дистанционирующая решётка           КМ         - Компенсатор давления           КМ         - Компенсатор давления           КД         - Компенсатор давления           КМ         - Конструкционный материал           КПР         - Напорная камера реактора           НКР         - Напорная камера реактора	БЩУ	- Блочный щит управления
ВВЭР         - Водо-водяной энергетический реактор           ВКУ         - Внутрикорпусное устройство           ГК         - Гидроватьор           Г3         - Гидроватьор           Г0         - Гермооболочка           ГПК         - Главный паровой коллектор           ГЩ(А)         - Главный паркуляционный кооттур           ГЦТ         - Главный пиркуляционный кооттур           ПТ         - Дистанпиоонирующая pemërka           Ду         - Диаметр условный           ЖМ         - Жертвенный материал           ИПУ КД         - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления           КД         - Компенсатор давления           КД         - Компенсатор давления           МПП         - Максимальный проектный предел повреждения твэлов           НКР         - Напорная камера реактора           НКР         - Напорная камера реактора           ОРГАН         - Остаточное тепловыделение           ОТВ         - Остаточное тепловыделение           ОТВ         - Остаточное	ВАБ-2	- Вероятностный анализ безопасности второго уровня
BKV       - Внутрикорпусное устройство         FE CAO3       - Гидроемкость CAO3         F3       - Гидроемкость CAO3         F3       - Гидроемкость CAO3         F0       - Гермооболочка         F11K       - Главный пиркуляционный контур         F11F       - Главный пиркуляционный контур         F11F       - Главный пиркуляционный контур         GUT       - Дизсль-генсератор         ДР       - Дистанционирующая pemërka         Ду       - Диасть-генсератор         ДР       - Дистанционирующая pemërka         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Конструкционный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КМ       - Конструкционный материал         МАГАТЭ       - Международное arentros no aromhoй энергии         МАГАТ	ВВЭР	- Водо-водяной энергетический реактор
Гидроемкость САОЗ         ГЗ       - Гидрозатвор         ГО       - Гермооболочка         ГПК       - Главный паровой коллектор         ГЩК(А)       - Главный пиркуляционный касос(ный агрегат)         ГЦК       - Главный пиркуляционный контур         ГЦК       - Главный пиркуляционный контур         ГЦК       - Главный пиркуляционный трубопровод         ДГ       - Дизель-генератор         ДР       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         МПИ -       - Маждународное агентство по атомной энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Нагорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ	ВКУ	- Внутрикорпусное устройство
ГЗ       - Гидрозатвор         ГО       - Гермооболочка         ГПК       - Главный паровой коллектор         ГЩК       - Главный циркуляционный контур         ГЦК       - Главный циркуляционный контур         ГЦГ       - Главный циркуляционный контур         ДУ       - Дизель-генератор         ДУ       - Дистанционпрующая pemërka         Ду       - Импульсно-предохранительнов verpoйctiso kommencatopa давления         МП       - Компенсатор давления         МП       - Масимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реа	ΓΕ САОЗ	- Гидроемкость САОЗ
ГО       - Гермооболочка         ГПК       - Главный паровой коллектор         ГЩК       - Главный циркуляционный контур         ГЦК       - Главный циркуляционный контур         ГЦК       - Главный циркуляционный контур         ГЦГ       - Главный циркуляционный контур         ЦГ       - Главный циркуляционный контур         ДГ       - Дизель-генератор         ДР       - Дизель-генератор         ДУ       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Жертвенный материал         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Паростерератор </td <td>Г3</td> <td>- Гидрозатвор</td>	Г3	- Гидрозатвор
ГПК       Главный паровой коллектор         ГЩҢ(А)       Главный циркуляционный контур         ГЩК       Главный циркуляционный контур         ГЩК       Главный циркуляционный контур         ГЩК       Главный циркуляционный контур         ГЩК       Главный циркуляционный контур         ГЩГ       Главный циркуляционный контур         ДГ       Дизель-генератор         ДР       Дистанционирующая pemërka         Ду       Дисанционирующая pemërka         ЖМ       Жертвенный материал         ИПУ КД       Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       Компенсатор давления         КМ       Конструкционный материал         МППП       Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       Начно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУ3       Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВС       Отработавшие ТВС         ОЭСР	ГО	- Гермооболочка
ГЦН(А)       Главный циркуляционный насос(ный агрегат)         ГЦК       Главный циркуляционный контур         ГЦТ       Главный циркуляционный трубопровод         ДГ       - Дизель-генератор         ДР       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Коспетрукционный материал         МПГП       - Макдународное агентство по атомной энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловьделение         ОТВ       - Остаточное тепловьделение         ОЗСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Парогенератор         ПД       - Продукты деления         ПК       - Предохранительный клапан         ПКК       - Предохранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода	ГПК	- Главный паровой коллектор
ГЦК       Главный циркуляционный контур         ГЦГ       Главный циркуляционный трубопровод         ДГ       Дизель-генератор         ДР       - Дизель-генератор         ДР       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Дизель-генератор         ШУ       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Конструкционный материал         МПП       - Маждународное агентство по атомной энергии         МППП       - Маждународное агентство по атомной энергии         МППП       - Мажсимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Нарчно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остат	ГШН(A)	- Главный ширкуляционный насос(ный агрегат)
ГЦТ       Главный циркуляционный трублровод         ДГ       - Дизель-генератор         ДР       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         МПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         МПГП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОТВС       - Отработавшие ТВС         ОЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Паросиранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные	ГЦК	- Главный циркуляционный контур
ДГ       - Дизель-генератор         ДР       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         КМ       - Компенсатор давления         МП       - Международное агентство по атомной энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Парогенератор         ПД       - Продукты деления         ПККРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Программа для ЭВМ         ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код     <	ГЦТ	- Главный циркуляционный трубопровод
ДР       - Дистанционирующая решётка         Ду       - Дисанструсловный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Конструкционный материал         МАГАТЭ       - Международное arentrotso no atomhoй энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НКР       - Наторная камера реактора         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОТВС       - Отработавшие ТВС         ОЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Пароскранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         <	ЛГ	- Лизель-генератор
Ду       - Диаметр условный         ЖМ       - Жертвенный материал         ИПУ КД       - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления         КД       - Компенсатор давления         КМ       - Конструкционный материал         МАГАТЭ       - Международное агентство по атомной энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОЗСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Парогенератор         ПД       - Продукты деления         ПК       - Предохранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Программа для ЭВМ         ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного газоудаления         САО </td <td>ДР</td> <td>- Листанционирующая решётка</td>	ДР	- Листанционирующая решётка
ЖМ         Жертвенный материал           ИПУ КД         - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления           КД         - Компенсатор давления           КМ         - Компенсатор давления           MAГАТЭ         - Международное arentrctbo no atomhoй энергии           MIIIII         - Максимальный проектный предел повреждения твэлов           HKP         - Напорная камера реактора           HTU ЯРБ         - Научно-технический центр no ядерной и радиационной безопасности           OP CV3         - Орган регулирования системы управления и защиты           OTB         - Остаточное тепловыделение           OTBC         - Организация экономического сотрудничества и развития           III         - Паротенератор           IIД         - Продукты деления           IK         - Предохранительный клапан           IKKPB         - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода           пэл         - Поглощающий	Лу	- Лиаметр условный
<ul> <li>ИПУ КД - Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления</li> <li>КД - Компенсатор давления</li> <li>КМ - Конструкционный материал</li> <li>МАГАТЭ - Международное агентство по атомной энергии</li> <li>МППП - Максимальный проектный предел повреждения твэлов</li> <li>НКР - Напорная камера реактора</li> <li>НТЦ ЯРБ - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности</li> <li>ОР СУЗ - Орган регулирования системы управления и защиты</li> <li>ОТВ - Остаточное тепловыделение</li> <li>ОТВ - Остаточное тепловыделение</li> <li>ОТВ - Огработавшие ТВС</li> <li>ОЭСР - Организация экономического сотрудничества и развития</li> <li>ПП - Парогенератор</li> <li>ПД - Продукты деления</li> <li>ПКК - Предохранительный клапан</li> <li>ПКРВ - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода</li> <li>пэл - Поглощающий элемент</li> <li>ПрЭВМ - Программа для ЭВМ</li> <li>ПСУ - Паросбросное устройство</li> <li>РК - Расчетный код</li> <li>РУ - Реакторная установка</li> <li>РУТА - Руководство по управлению тяжёлыми авариями</li> <li>САГ - Система аварийного охлажления зоны</li> </ul>	ЖМ	- Жертвенный материал
КД       - Компенсатор давления         КМ       - Конструкционный материал         МАГАТЭ       - Международное агентство по атомной энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       - Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОТВ       - Остаточное тепловыделение         ОЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Парогенератор         ПД       - Продукты деления         ПКК       - Предохранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Программа для ЭВМ         ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код         РУ       - Реакторная установка         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного газоудаления	ИПУ КД	- Импульсно-предохранительное устройство компенсатора давления
КМ       Конструкционный материал         МАГАТЭ       Международное агентство по атомной энергии         МППП       Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       Напорная камера реактора         НКР       Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       Остаточное тепловыделение         ОТВ       Остаточное тепловыделение         ОВС       Органовыщие ТВС         ОЭСР       Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       Парогенератор         ПД       Продукты деления         ПК       Предохранительный клапан         ПКРВ       Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       Поглощающий элемент         ПрЭВМ       Программа для ЭВМ         ПСУ       Паросбросное устройство         РК       Расчетный код         РУ       Реакторная установка         РУТА       Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       Система аварийного газоудаления	КД	- Компенсатор давления
МАГАТЭ       - Международное агентство по атомной энергии         МППП       - Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       - Напорная камера реактора         НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         OP CУ3       - Орган регулирования системы управления и защиты         OTB       - Остаточное тепловыделение         OTB       - Остаточное тепловыделение         OTBC       - Отработавшие TBC         OЭСР       - Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       - Парогенератор         ПД       - Продукты деления         ПК       - Предохранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Программа для ЭВМ         ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код         РУ       - Реакторная установка         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного газоудаления         САОЗ       - Система аварийного охлажления зоны	КМ	- Конструкционный материал
МППП       Максимальный проектный предел повреждения твэлов         НКР       Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         ОР СУЗ       Орган регулирования системы управления и защиты         ОТВ       Остаточное тепловыделение         ОТВ       Отработавшие TBC         ОЭСР       Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       Парогренератор         ПД       Продукты деления         ПК       Предохранительный клапан         ПКРВ       Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       Поглощающий элемент         ПрЭВМ       Программа для ЭВМ         ПСУ       Паросбросное устройство         РК       Расчетный код         РУ       Реакторная установк	ΜΑΓΑΤЭ	- Международное агентство по атомной энергии
НКР       - Напорная камера реактора         НТЦ ЯРБ       - Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности         OP CV3       - Орган регулирования системы управления и защиты         OTB       - Остаточное тепловыделение         OTB       - Организация экономического сотрудничества и развития         III       - Паростенератор         IIД       - Продукты деления         IIK       - Предохранительный клапан         IIKPB       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Просрамма для ЭВМ         IICV       - Паросбросное устройство <t< td=""><td>МППП</td><td>- Максимальный проектный предел повреждения твэлов</td></t<>	МППП	- Максимальный проектный предел повреждения твэлов
НТЦ ЯРБ- Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасностиOP CV3- Орган регулирования системы управления и защитыOTB- Остаточное тепловыделениеOTBC- Отработавшие TBCO9CP- Организация экономического сотрудничества и развитияПГ- ПарогенераторПД- Продукты деленияПК- Предохранительный клапанПК- Поглощающий элементПрЭВМ- Поглощающий элементПСУ- Паросбросное устройствоРК- Расчетный кодРУ- Реакторная установкаРУТА- Руководство по управлению тяжёлыми авариямиСАОЗ- Система аварийного охлажления зоны	НКР	- Напорная камера реактора
OP CV3       Орган регулирования системы управления и защиты         OTB       Остаточное тепловыделение         OTBC       Отработавшие TBC         O9CP       Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       Парогенератор         ПД       Продукты деления         ПК       Предохранительный клапан         ПКРВ       Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       Поглощающий элемент         ПрЭВМ       Программа для ЭВМ         ПСУ       Паросбросное устройство         РК       Расчетный код         РУ       Реакторная установка         РУТА       Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       Система аварийного газоудаления         САОЗ       Система аварийного охлажления зоны	НТЦ ЯРБ	- Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности
ОТВ       Остаточное тепловыделение         ОТВС       Отработавшие ТВС         ОЭСР       Организация экономического сотрудничества и развития         ПГ       Парогенератор         ПД       Продукты деления         ПК       Предохранительный клапан         ПКРВ       Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       Поглощающий элемент         ПрЭВМ       Программа для ЭВМ         ПСУ       Паросбросное устройство         РК       Расчетный код         РУ       Реакторная установка         РУТА       Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       Система аварийного охлажления зоны	ОР СУЗ	- Орган регулирования системы управления и защиты
ОТВСОтработавшие ТВСОЭСРОрганизация экономического сотрудничества и развитияПГПарогенераторПДПродукты деленияПКПредохранительный клапанПКПредохранительный клапанПКРВПассивные каталитические рекомбинаторы водородапэлПоглощающий элементПрЭВМПрограмма для ЭВМПСУПаросбросное устройствоРКРасчетный кодРУРеакторная установкаРУТАРуководство по управлению тяжёлыми авариямиСАГСистема аварийного охлажления зоны	OTB	- Остаточное тепловыделение
ОЭСР- Организация экономического сотрудничества и развитияПГ- ПарогенераторПД- Продукты деленияПК- Предохранительный клапанПК- Предохранительный клапанПКРВ- Пассивные каталитические рекомбинаторы водородапэл- Поглощающий элементПрЭВМ- Программа для ЭВМПСУ- Паросбросное устройствоРК- Расчетный кодРУ- Реакторная установкаРУТА- Руководство по управлению тяжёлыми авариямиСАГ- Система аварийного газоудаленияСАОЗ- Система аварийного охлажления зоны	OTBC	- Отработавшие ТВС
ПГ       - Парогенератор         ПД       - Продукты деления         ПК       - Предохранительный клапан         ПК       - Предохранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Программа для ЭВМ         ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код         РУ       - Реакторная установка         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного охлажления зоны	ОЭСР	- Организация экономического сотрудничества и развития
ПДПродукты деленияПКПредохранительный клапанПКПредохранительный клапанПКРВ- Пассивные каталитические рекомбинаторы водородапэл- Поглощающий элементПрЭВМ- Программа для ЭВМПСУ- Паросбросное устройствоРК- Расчетный кодРУ- Реакторная установкаРУТА- Руководство по управлению тяжёлыми авариямиСАГ- Система аварийного охлажления зоны	ПГ	- Парогенератор
ПК       - Предохранительный клапан         ПКРВ       - Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода         пэл       - Поглощающий элемент         ПрЭВМ       - Программа для ЭВМ         ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код         РУ       - Реакторная установка         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного газоудаления         САОЗ       - Система аварийного охлажления зоны	ПД	- Продукты деления
ПКРВ- Пассивные каталитические рекомбинаторы водородапэл- Поглощающий элементПрЭВМ- Программа для ЭВМПСУ- Паросбросное устройствоРК- Расчетный кодРУ- Реакторная установкаРУТА- Руководство по управлению тяжёлыми авариямиСАГ- Система аварийного газоудаленияСАОЗ- Система аварийного охлажления зоны	ПК	- Предохранительный клапан
<ul> <li>пэл - Поглощающий элемент</li> <li>ПрЭВМ - Программа для ЭВМ</li> <li>ПСУ - Паросбросное устройство</li> <li>РК - Расчетный код</li> <li>РУ - Реакторная установка</li> <li>РУТА - Руководство по управлению тяжёлыми авариями</li> <li>САГ - Система аварийного газоудаления</li> <li>САОЗ - Система аварийного охлажления зоны</li> </ul>	ПКРВ	- Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода
ПрЭВМ- Программа для ЭВМПСУ- Паросбросное устройствоРК- Расчетный кодРУ- Реакторная установкаРУТА- Руководство по управлению тяжёлыми авариямиСАГ- Система аварийного газоудаленияСАОЗ- Система аварийного охлажления зоны	пэл	- Поглощающий элемент
ПСУ       - Паросбросное устройство         РК       - Расчетный код         РУ       - Реакторная установка         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного газоудаления         САОЗ       - Система аварийного охлажления зоны	ПрЭВМ	- Программа для ЭВМ
РК       - Расчетный код         РУ       - Реакторная установка         РУТА       - Руководство по управлению тяжёлыми авариями         САГ       - Система аварийного газоудаления         САОЗ       - Система аварийного охлажления зоны	ПСУ	- Паросбросное устройство
<ul> <li>РУ - Реакторная установка</li> <li>РУТА - Руководство по управлению тяжёлыми авариями</li> <li>САГ - Система аварийного газоудаления</li> <li>САОЗ - Система аварийного охлажления зоны</li> </ul>	РК	- Расчетный код
<ul> <li>РУТА - Руководство по управлению тяжёлыми авариями</li> <li>САГ - Система аварийного газоудаления</li> <li>САОЗ - Система аварийного охлажления зоны</li> </ul>	РУ	- Реакторная установка
САГ - Система аварийного газоудаления САОЗ - Система аварийного охлажления зоны	РУТА	- Руководство по управлению тяжёлыми авариями
САОЗ - Система аварийного охлажления зоны	САГ	- Система аварийного газоудаления
	CAO3	- Система аварийного охлаждения зоны
СКР - Сборная камера реактора	СКР	- Сборная камера реактора
СОКРАТ - Система Отраслевых Кодов для Расчётного Анализа Тяжёлых аварий	СОКРАТ	- Система Отраслевых Кодов для Расчётного Анализа Тяжёлых аварий

СПОТ	- Система пассивного отвода тепла
СРК	- Стопорно-регулирующий клапан
СУЗ	- Система управления и защиты
ТА	- Тяжелая авария
TBC	- Тепловыделяющая сборка
TOT	- Теплообменные трубки
ТЭН КД	- теплоэлектронагревательный элемент КД
УЛР	- Устройство локализации расплава
УС	- Уравнительный сосуд
ФММ	- Физико-математическая модель
ΦΠΒ	- Функция плотности вероятности
ЭС	- эксплуатационное состояние
BWR	- Boiling water reactor (реактор с кипящим водяным теплоносителем)
CFD	- Computational fluid dynamics (вычислительная гидродинамика)
DDT	- deflagration-detonation transition, сгорание водородсодержащих смесей с детонацией
ECCS	- emergency core cooling system (CAO3)
FA	- flame acceleration, сгорание водородсодержащих смесей с ускорением пламени
GRS	- Gesellschaft fur Anlangen- und Reaktorsicherheit (Общество по безопасности реакторных установок – надзорный орган ФРГ)
MOX	- Mix oxides fuel (уран-плутониевое оксидное топливо)
PWR	- Pressurized Water Reactor (реактор с водой под давлением)

### введение

#### Актуальность исследования

Численное моделирование тяжёлых аварий (ТА) является важной и неотъемлемой составляющей анализа и обоснования безопасности энергоблоков АЭС. Аварии на АЭС ТМІ-2 и на Чернобыльской АЭС произошли ещё на заре развития концепции безопасности при ТА, но авария на АЭС Фукусима-1 в 2011 году наглядно продемонстрировала возможность ТА даже на таких энергоблоках, где была проведена модернизация и выполнено обоснование безопасности на современном уровне. Поэтому после этой аварии в мире существенно возросло внимание к проблеме предотвращения и ослабления последствий ТА на АЭС, включая развитие средств численного моделирования ТА.

Важнейшим аспектом проблемы численного моделирования ТА является обеспечение реалистического прогноза. Необходимость реалистического подхода к расчётному анализу ТА определена в требованиях российской нормативной базы (п. 1.2.16 НП-001-15) и в рекомендациях МАГАТЭ (п. 7.67 SSG-2/1). Применение для расчётов ТА консервативного подхода, принятого в анализе проектных аварий, создаёт риск неправильной оценки ожидаемого состояния энергоблока и ошибочных указаний оперативному персоналу. Кроме того, из-за многообразия, взаимного влияния, нелинейности процессов традиционный консервативный подход к анализу безопасности при ТА в ряде случаев может быть неприменим. Расчётные исследования, проводившиеся после аварии на АЭС Фукусима-1, показали важность понимания и соответствующего моделирования работы оборудования энергоблоков в запроектных условиях для реалистичного воспроизведения хронологии событий и измерений, сделанных во время аварии.

Реалистический подход подразумевает использование в составе средств моделирования (интегральных программ для ЭВМ, далее – «кодов») моделей физических процессов, разработанных в рамках подхода наилучшей оценки, а также задание начальных и граничных условий без отклонений (связанных с неопределённостью их значений) и рассмотрение работы систем и элементов энергоблока АЭС без пессимистических предположений. То есть, реалистический подход должен отражать всю совокупность современных знаний в области феноменологии и моделирования процессов при ТА, а также знаний об объекте моделирования, включая технологические аспекты и вопросы выбора представительных сценариев ТА. Таким образом, для реалистического расчётного анализа ТА необходимо объединение большого объёма разнородной информации, относящейся к зоне ответственности разных экспертных групп: проектно-конструкторских, научно-исследовательских, эксплуатационных.

Эффективное средство для реалистического расчётного анализа ТА, а также решения задачи накопления, развития и передачи знаний о ТА применительно к конкретной реакторной технологии в рамках реалистического подхода – создание так называемой физико-математической модели энергоблока (рис. 1). В данной работе под физико-математической моделью (ФММ) энергоблока в широком смысле понимается модель поведения энергоблока при ТА, в основу которой положены данные о наиболее важных структурных составляющих и эксплуатационных состояниях энергоблока, современные данные о происходящих на энергоблоке физических процессах и явлениях и связях между ними, и описывающие эти процессы и явления модели. В совокупности эти основные элементы ФММ интегрированы в единое валидированное расчётное средство наилучшей оценки – интегральный код, и неразрывно связанную с ним расчетную модель энергоблока. В понятие ФММ также включается перечень представительных сценариев TA. определяющих необходимые для моделирования процессы и явления, И характеристики неопределённости входных данных, рекомендуемых к учёту при анализе

неопределённости (АН) моделирования ТА с целью определения наилучшей (реалистической) оценки результатов при помощи интегрального кода.



Рисунок 1 Общая схема физико-математической модели энергоблока

В такой постановке разработка и реализация общего методического подхода к созданию ФММ энергоблоков АЭС является актуальной задачей в контексте решения научно-инженерной проблемы создания средства реалистического расчётного анализа ТА и накопления, сохранения и передачи знаний о протекании ТА на АЭС с различными реакторными установками (РУ). Учитывая, что РУ ВВЭР составляют основу атомного парка России, в работе рассматриваются задачи создания ФММ применительно к энергоблокам ВВЭР.

#### Цель исследования

Целью данной работы является разработка общего методического подхода, который позволяет создавать, развивать в соответствии с современным уровнем знаний и использовать на практике инструментарий для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению ТА и функционирования оборудования и систем при TA.

#### Основные задачи:

- -феноменологический анализ представительных ТА на ВВЭР, включая оценки важности для безопасности и изученности процессов и явлений;
- -разработка и апробация методики валидации интегрального кода для анализа TA;
- разработка и апробация в виде ФММ методики квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с версиями интегрального кода СОКРАТ;
- -апробация методического подхода в виде разработанных на его основе ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- -определение целей, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования TA;
- -апробация методического подхода в задачах обоснования безопасности BBЭР и в задачах исследования аварии на АЭС Фукусима-1.

#### Научная новизна работы

Впервые разработан методический подход, позволяющий в рамках единой согласованной системы знаний создавать и использовать на практике инструментарий для

реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР при TA, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению TA и функционирования оборудования и систем при TA.

Впервые в России разработана и аттестована в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора версия российского интегрального кода СОКРАТ/ВЗ, обеспечивающая реалистическое моделирование радиационно значимых процессов на энергоблоках ВВЭР и расчёт радиоактивных выбросов при ТА.

С учётом мировых тенденций в области валидации программ для ЭВМ и современных вычислительных возможностей разработана и апробирована новая методика валидации интегральных ТА кодов.

С использованием новой методики квалификации расчётных моделей, учитывающей специфику ВВЭР и феноменологию ТА, разработаны ФММ энергоблоков АЭС со всеми проектами РУ ВВЭР, эксплуатирующихся в России, а также модели строящихся за рубежом энергоблоков АЭС «Аккую» (Турция), АЭС «Руппур» (Бангладеш).

С использованием ФММ получены новые данные для оценки радиационных последствий при ТА, рассматриваемых в рамках ВАБ-2, на энергоблоках Ростовской АЭС, Калининской АЭС, Нововоронежской АЭС, Курской АЭС-2, АЭС «Аккую» (Турция), АЭС «Руппур» (Бангладеш), а также при реализации мер по управлению ТА на энергоблоке 4 Балаковской АЭС.

В работе представлен новый подход к определению цели, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования ТА на ВВЭР.

С целью апробации разработанного методического подхода впервые в России создана полномасштабная расчётная модель энергоблока 1 АЭС Фукусима-1 с учётом всех основных элементов энергоблока и выполнен расчёт первых двух недель аварии в единой постановке, позволивший получить важные прогнозные данные о состоянии барьеров безопасности, расположении и составе кориума, о причинах и возможных местах горения водорода в ходе аварии, об особенностях работы систем безопасности и средств измерений при ТА.

При апробации методического подхода верифицирован наблюдавшийся на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1 эффект формирования ложных показаний уровнемера в реакторе на стадии разрушения активной зоны (а.з.), и впервые установлена возможность возникновения аналогичного эффекта в парогенераторах ВВЭР при развитии ТА.

Применительно к ТА с плотным первым контуром впервые исследован ранее не рассматривавшийся для РУ ВВЭР процесс естественной циркуляции парогазовой смеси по горячему трубопроводу между а.з. и парогенератором, создающий риск байпассирования гермооболочки (ГО) и раннего радиоактивного выброса.

#### Практическая ценность результатов

Разработанный методический подход обобщает многолетний опыт автора и представляемого им научного коллектива по расчётному сопровождению анализа безопасности АЭС с ВВЭР и отражает результаты большого цикла работ от исследования процессов и явлений при ТА до создания, аттестации и внедрения в практику массового использования в организациях ГК «Росатом» интегрального кода для расчётного анализа ТА на энергоблоках ВВЭР.

Разработанный методический подход позволяет создавать ФММ энергоблоков для выполнения детерминистических расчётов ТА в обоснование безопасности АЭС с ВВЭР и в рамках аварийного реагирования, а также систематизировать, сохранять и развивать накопленные знания в области ТА на ВВЭР, в том числе в рамках подготовки молодых специалистов для отраслевых организаций.

При апробации методического подхода решены следующие важные практические задачи в области анализа безопасности АЭС с ВВЭР:

- –аттестованы версии интегрального кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3, что обеспечило отраслевым организациям (АО «ОКБ Гидропресс», АО «Атомэнергопроект», НИЦ «Курчатовский институт») возможность выполнять расчётное обоснование безопасности АЭС при ТА в соответствии с требованиями российской нормативной базы;
- -разработаны и квалифицированы расчётные модели энергоблоков для всей линейки проектов РУ ВВЭР, эксплуатируемых в России, а также для энергоблоков АЭС «Аккую» и АЭС «Руппур», строящихся за рубежом;
- -созданы ФММ энергоблоков ВВЭР и с их помощью выполнены детерминистические расчёты ТА в поддержку ВАБ-2, РУТА, определены исходные данные для проектирования систем безопасности АЭС с ВВЭР;
- -успешно пройдена экспертиза документации по версиям кода СОКРАТ в странахимпортёрах технологии ВВЭР (Финляндия, Венгрия, Египет и др.);
- -выполнены расчётные исследования аварии на АЭС Фукусима-1, результаты которых использованы японскими институтами при организации и планировании работ по ликвидации последствий ТА;
- -выявлен эффект ложных показаний уровнемеров при ТА на АЭС с ВВЭР, который свидетельствует о необходимости квалификации системы измерения уровня воды в элементах РУ в условиях ТА и позволяет избежать ошибок в интерпретации состояния энергоблока при ТА по данным измерений уровня в рамках симптомноориентированного подхода.

Методический подход, представленный в данной работе, разработан для АЭС с ВВЭР, но имеет достаточно общий характер и поэтому может использоваться применительно к другим типам РУ и интегральным кодам.

#### Методология и методы исследования

Методология исследования основана на синтезе методов, обеспечивающих наилучшую оценку результата для каждой из составляющих ФММ энергоблока АЭС. В частности, в работе использованы следующие методы и подходы:

- -системный подход (рассмотрение объекта исследования в многообразии его составляющих и состояний);
- реалистический подход к численному моделированию;
- -анализ российских и международных нормативных требований, практик и тенденций;
- -феноменологический анализ процессов и явлений;
- -анализ и квалификация экспериментальных данных;
- -валидация средств моделирования;
- -квалификация расчётных моделей;
- -численное моделирование;
- -анализ неопределённости и чувствительности результатов моделирования.

#### Защищаемые положения:

- -методический подход к созданию ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- -результаты апробации методического подхода в виде разработанных на его основе ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- -результаты феноменологического анализа представительных TA на BBЭP, включая оценки важности для безопасности и изученности процессов и явлений;
- –методика валидации интегрального кода для анализа ТА и результаты её апробации при валидации и аттестации версий российского интегрального кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;

- -методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с интегральным кодом для анализа ТА (СОКРАТ-В1/В2, СОКРАТ/В3);
- -новые подходы к определению целей, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования TA;
- -результаты практического применения методического подхода в задачах обоснования безопасности ВВЭР и в задачах исследования аварии на АЭС Фукусима-1, включая выявленный эффект ложных показаний уровнемеров на парогенераторах ВВЭР при ТА.

#### Личный вклад автора

Автором лично проведён анализ, синтез и апробация современных знаний в различных областях анализа безопасности АЭС с легководными реакторами, в том числе полученных с его непосредственным участием, а также обобщение этих знаний в форме методического подхода к созданию ФММ энергоблоков ВВЭР.

Также автором выполнены лично следующие работы:

- –анализ и адаптация современных тенденций, нормативных требований и результатов зарубежных экспертиз документации интегрального кода СОКРАТ/В1 в виде методики валидации интегральных ТА кодов и методики квалификации расчётных моделей энергоблоков ВВЭР для анализа ТА;
- -анализ феноменологии TA на энергоблоках BBЭP;
- -разработка расчетных моделей энергоблоков ВВЭР;
- -разработка расчетной модели энергоблока 1 АЭС Фукусима-1, расчётные исследования аварии на АЭС Фукусима-1 и анализ её уроков применительно к энергоблокам ВВЭР.

Под руководством и при непосредственном участии автора выполнены следующие работы:

- -создание версий B1/B2 и B3 интегрального кода СОКРАТ;
- -разработка матриц валидации и валидация версий интегрального кода СОКРАТ;
- –практическое применение ФММ в задачах обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР (включая детерминистические расчёты ТА в рамках ВАБ-2, оценку эффективности РУТА, расчёты исходных данных для решения задач водородной взрывобезопасности);
- -исследование задачи конвективного переноса тепла между а.з. и парогенератором при ТА с плотным первым контуром в рамках исследования возможности байпассирования ГО и формирования раннего радиоактивного выброса.

#### Достоверность и обоснованность результатов работы

Обоснованность и достоверность основных положений и выводов подтверждается применением в работе следующих методов:

- -анализ современного уровня знаний при разработке методического подхода, в том числе результатов ранее выполненных научных работ по теме исследования, успешно апробированных в задачах анализа безопасности АЭС;
- -валидация интегрального кода СОКРАТ на широком спектре представительных экспериментальных данных, включая исследования отдельных явлений и эксперименты на интегральных стендах;
- -аттестация двух версий СОКРАТ в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора;
- представление и обсуждение результатов в ведущих международных и российских научных рецензируемых журналах и на научно-технических конференциях;
- -сравнительный анализ моделей и результатов их использования с зарубежными программами-аналогами в рамках международных исследовательских проектов.

#### Апробация работы

Основные положения и результаты диссертации докладывались на российских и международных конференциях и семинарах, в том числе:

- -международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 2009, 2011, 2013, 2015, 2019 гг., г. Подольск, АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС";
- -8-й международный семинар по горизонтальным парогенераторам, 19-21 мая 2010 г., г. Подольск, АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС";
- –отраслевой семинар «Современные методы расчетного моделирования и проблемы теплообмена в задачах обоснования проектов и безопасности перспективных реакторных установок», г. Обнинск, 23 – 24 июня 2011 г.;
- -заседание российско-американской рабочей подгруппы по гражданской ядерной энергетике, тематический семинар по направлению 4 «Моделирование, имитация и безопасность», 7 10 апреля 2013 г.;
- -15-я международная тематическая конференция по теплогидравлике в ядерных реакторах, NURETH-15, Пиза, Италия, 12-15 мая 2013 г.;
- -региональный семинар «Удержание кориума в корпусе реактора после тяжелых аварий на АЭС с реакторами ВВЭР-1000/320» Московского центра WANO, 8 12 июля 2013 г., АЭС Козлодуй, Болгария;
- -семинары в рамках Международной совместной стандартной задачи МАГАТЭ по проектам интегральных водоохлаждаемых реакторов, 2011 2013 гг.;
- -международные семинары в рамках проектов АЯЭ ОЭСР BSAF, BSAF-2, ARC-F по расчётному исследованию аварии на АЭС Фукусима-1, 2012 2022 гг.;
- -международные семинары в рамках координационных проектов МАГАТЭ по исследованию свойств аварийно-устойчивого топлива АСТОF, ATF-TS, 2017–2018, 2021–2023 гг.;
- -семинар МАГАТЭ по феноменологии, моделированию и расчётам аварий в бассейнах выдержки, Вена, Австрия, 2–5 Сентября 2019 г.;
- -виртуальная миссия АЯЭ ОЭСР в России, ВКС, 19–20 августа 2020 г.;
- -XVI международная конференция «Забабахинские научные чтения», 22-26 мая 2023 г., РФЯЦ ВНИИТФ, г. Снежинск, Челябинская область, Россия;
- -совещание МАГАТЭ по подготовке технического отчёта по моделированию тяжёлых аварий в водоохлаждаемых реакторах с аварийно-устойчивым топливом, Вена, 28–31 марта 2023 г.

#### Публикации

По теме диссертации опубликовано 36 печатных работ.

#### Структура и объём работы

Диссертация состоит из введения, семи глав, выводов и списка литературы. Объём диссертации составляет 357 страниц, включая 135 рисунков, 64 таблицы. Список литературы содержит 419 наименований.

## 1 ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ ИССЛЕДОВАНИЯ

#### 1.1 Терминология

В данной работе под физико-математической моделью (ФММ) энергоблока в широком смысле понимается модель поведения энергоблока при ТА, в основу которой положены данные о наиболее важных структурных составляющих и эксплуатационных состояниях энергоблока, современные данные о возникающих на энергоблоке физических процессах и явлениях и связях между ними, и описывающие эти процессы и явления модели. В совокупности эти основные элементы ФММ интегрированы в единое валидированное расчётное средство наилучшей оценки – интегральный код, и неразрывно связанную с ним расчетную модель энергоблока. Важно, что согласно действующим в России нормативным требованиям, используемые при обосновании безопасности программные средства (в данном случае – интегральный код) должны быть аттестованы НТЦ ЯРБ Ростехнадзора в заявленной области применения. В понятие ФММ также включается перечень представительных сценариев ТА, определяющих необходимые для моделирования процессы и явления, и характеристики неопределённости входных данных, рекомендуемых к учёту при анализе неопределённости моделирования ТА с целью определения наилучшей (реалистической) оценки результатов при помощи интегрального кода.

В этом контексте понятие ФММ близко к понятию «модель расчётной оценки» («evaluation model»), введённому в 2005 г. в нормативном руководстве RG1.203 Комиссии по ядерному надзору США (NRC) применительно к теплогидравлическим расчётам проектных аварий на реакторных установках PWR [1]: «Расчётная модель представляет собой основу для расчётной оценки поведения реакторной установки во время постулируемого режима с наружениями нормальных условий эксплуатации или проектной аварии. Расчётная модель может включать одну или несколько программ для ЭВМ, специальные модели и любую другую информацию, необходимую для применения расчётной системы к конкретному сценарию аварии». Также введённое понятие ФММ согласуется с термином «обобщенная модель поведения BBЭР», использованным в работе A.E. Киселёва [2].

Однако в данном диссертационном исследовании ФММ имеет более широкий смысл, поскольку она включает важные составляющие, которые в упомянутых работах не рассматривались. Так, документы NRC были ограничены задачами численного анализа только теплогидравлических процессов при проектных авариях на РУ РWR, никак не охватывая специфику запроектных аварий, включая тяжёлые аварии и радиационные последствия. Работа А.Е. Киселёва была посвящена вопросам разработки расчётной модели для анализа запроектных аварий с тяжелым разрушением активной зоны BBЭP, но область применения этой модели была ограничена комплексным моделированием физических процессов на внутрикорпусной стадии TA без учёта радиационной составляющей, а также в ней не были рассмотрены вопросы анализа неопределённости, играющие важную роль в выделении реалистической оценки результатов, и технологические аспекты, связанные с особенностями работы систем и элементов энергоблока при TA. В ходе проведённого исследования, обсуждаемого в следующих главах, были решены следующие задачи, расширяющие понятия расчётной модели (по NRC) и обобщённой модели (по А.Е. Киселёву):

– расширен перечень объектов моделирования, включая места расположения топлива, системы безопасности, средства измерения;

– рассмотрена проблематика выбора представительных сценариев ТА ВВЭР;

– с учётом современного уровня знаний расширен список учитываемых физических процессов и явлений, сопровождающих развитие ТА и определяющих радиационные последствия: процессы взаимодействия расплава с бетоном,

теплогидравлические процессы под защитной оболочкой, выгорание топлива с накоплением радиоактивных продуктов деления и актиноидов и процессы их выхода из топлива, переноса, взаимодействия и выброса в окружающую среду;

- разработаны и аттестованы версии кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;

– разработана новая методика валидации тяжелоаварийных моделей и программ;

– реализованы, валидированы и аттестованы в составе интегральных программ для ЭВМ (кодов) СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3 модели новых процессов и явлений;

– разработана методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с кодами СОКРАТ-В1/В2, СОКРАТ/В3;

– сформулированы цель, задачи, проблемы и роль анализа неопределённости при расчётнах ТА в контексте обеспечения реалистичности расчётных оценок при ТА;

– учтены уроки аварии на АЭС Фукусима-1 и возможности совместного использования CFD-кодов и интегральных кодов в расчётах ТА ВВЭР.

В виду сохраняющейся неопределённости понятия *«тяжёлая авария»* в международных и национальных нормативных документах этот термин рассматривается далее в соответствии с определением в российской нормативной базе, а именно: *«запроектная авария с повреждением твэлов выше максимального проектного предела»* [3]. Максимальный проектный предел повреждения (МППП) твэлов применительно к РУ ВВЭР определён в правилах ядерной безопасности НП-082-07 [4]:

- температура оболочек твэлов свыше 1200 °С;

– эквивалентная степень окисления оболочек твэлов более предельного значения, устанавливаемого в проекте на основе экспериментальных данных;

 – доля прореагировавшего циркония в активной зоне более 1% его массы в оболочках твэлов;

максимальная температура топлива выше температуры плавления.

Предел эквивалентной степени окисления оболочек твэлов в проектах отечественных АЭС обычно принимается равным 18 %.

Критерии, составляющие МППП твэлов, согласуются с требованиями к САОЗ (критериями ECCS), впервые разработанными Комиссией по ядерному надзору США (U.S. NRC) и приведёнными в Своде федеральных правил США 10 CFR50.46, и имеют следующий смысл.

Согласно экспериментальным данным [5], полученным для циркониевых сплавов, при превышении температуры 1200 °С частично окисленные оболочки твэлов могут терять пластичность, в результате чего нагрузки на твэлы в ходе аварии или в поставарийный период могут вызвать хрупкое разрушение твэлов и нарушить охлаждаемую геометрию активной зоны. В частности, такие нагрузки могут быть вызваны подачей холодной воды в активную зону, которая создаёт значительные термические напряжения в оболочках твэлов, или попыткой выгрузки ТВС из активной после завершения аварии. Ограничение максимальной температуры оболочек твэлов относится, в первую очередь, к авариям с большой течью теплоносителя, в которых разогрев происходит очень быстро.

В отношении аварий со средней течью теплоносителя, в которых температура оболочек твэлов длительное время может оставаться на уровне 900-1100 °C, используется другой критерий, характеризующий охрупчивание оболочек твэлов: эквивалентная степень окисления (локальная глубина окисления, ЛГО). На основе экспериментальных данных [5], полученных в 1970-80-е гг., была выделена граница значений ЛГО, при которых оболочки ещё сохраняли пластичность и не разрушались при нагружении. Эта граница соответствовала значению ЛГО 17%.

Доля прореагировавшего циркония в активной зоне характеризует глобальное окисление активной зоны. В требованиях U.S. NRC к САОЗ используется термин «общее окисление а.з.» (core-wide oxidation, CWO), который определяется через массу водорода, которая может образоваться вследствие окисления части оболочек в обогреваемой части

твэлов (без учёта газосборников) водяным паром или водой. Это значение ограничено величиной 1%, т.е. с учётом характерной массы циркония в а.з. требования не допускают генерацию водорода свыше примерно 10 кг. Чёткое обоснование этому ограничению в литературе не приводится, но известно, что это требование фигурировало ещё в 1970-х годах, т.е. с учётом уровня знаний того времени оно могло быть специально принято чрезмерно консервативным. Кроме того, это требование не касается непосредственно задачи обеспечения охлаждаемой геометрии а.з., как другие критерии ECCS, но в упоминается некоторых литературных источниках [6] аспект, связанный с дополнительным неконтролируемым тепловыделением в а.з., которое, вероятно, предполагалось дополнительной опасностью при заливе перегретой а.з. водой. Однако четких подтверждений этому в литературе не найдено. С другой стороны, связь этого критерия с риском разрушения ГО, последнего барьера безопасности, вследствие образования горючей смеси с воздухом также маловероятна, поскольку столь малая масса водорода не позволяет достичь концентрационные пределы горения под ГО даже в случае, если весь водород покидает первый контур. При этом влияние рекомбинаторов водорода, возможность достижения концентрационных пределов ускорения пламени или детонации водородовоздушной смеси, а также источники поджига смеси в этом критерии явно не учитываются.

Наконец, условие недопустимости плавления топлива в МППП твэлов объясняется тем, что образование жидкой фазы внутри топливной таблетки приводит к увеличению объёма таблетки и давления на оболочку твэла, что может вызвать её разрушение. Кроме того, плавление топлива приводит к выходу в газовый зазор твэла дополнительной массы газообразных ПД, что также увеличивает давление на оболочку. Учитывая высокую температуру плавления оксидного топлива, разрушение оболочки приведёт к выбросу в первый контур большего количества радиоактивных веществ, чем при разрыве оболочек в условиях проектных аварий, когда топливо существенно холоднее.

Важно отметить, что перечисленные критерии приводятся независимо, т.е. рассматриваются как независимые механизмы потенциального нарушения основных функций безопасности и разрушения первого барьера безопасности (оболочки твэла). Совместная реализуемость этих критериев в сценариях аварий не рассматривается.

Так, например, превышение температуры плавления топлива без превышения температуры оболочки твэла 1200 °C возможно в случае очень быстрого выделения тепла в топливе, т.е. в случае аварий с положительным выбегом реактивности (реактивностных аварий). Действительно, экспериментальные исследования показывают возможность разрушения твэла при превышении предельного значения среднерадиальной энтальпии топлива в результате быстрого увеличения реактивности в части активной зоны. На основе экспериментов строится предельная кривая, показывающая зависимость значения предельного значения среднерадиальной энтальпии топлива от выгорания топлива, и эта кривая включается в проекты АЭС в качестве критерия приемлемости [4]. Однако в российские нормативные требования в явном виде она не включена.

Также следует отметить, что ни один из критериев, составляющих МППП твэлов, не может контролироваться операторами. Температура непосредственно в активной зоне не измеряется (измеряется температура среды на выходе из активной зоны). Глубина окисления оболочек твэлов даже в экспериментах определяется только по результатам металлографии в лабораторных условиях. Выделение водорода в активной зоне также не диагностируется, на энергоблоке существуют только датчики концентрации водорода, но с учётом большого объёма ГО и разреженности сети датчиков измерение такой малой массы водорода не представляется возможным, даже если весь водород покинул бы пределы первого контура (что практически невозможно из-за наличия застойных зон - под крышкой реактора, под крышкой КД, в коллекторах и теплообменных трубках ПГ).

Следует отметить, что с середины 2000-х годов в США ведутся исследования с целью актуализации требований к ECCS с учётом современного уровня знаний. В

частности, существующие критерии подвергаются критике в связи с неучётом высокого выгорания топлива (и связанного с этим явления навородаживания оболочек, вызывающего их дополнительное охрупчивание), возможности аккумулирования фрагментов топливных таблеток в области раздутия и разрыва оболочек. Тем не менее, официально критерии ECCS не изменялись. В отечественной нормативной базе эти обсуждения также пока не нашли отражения.

В документации МАГАТЭ четкого критерия перехода запроектной аварии в тяжёлую аварию не приводится. Так, например, в глоссарии МАГАТЭ (IAEA Safety Glossary) тяжёлая авария определяется как «Accident conditions more severe than a design basis accident and involving significant core degradation» - «аварийные условия, более тяжёлые, чем проектные аварии, и включающие значительное разрушение активной зоны». В руководстве NS-R-1 [7], действовашем до выпуска SSR-2/1, было дано немного другое определение: «certain very low probability plant states that are beyond design basis accident conditions and which may arise owing to multiple failures of safety systems leading to significant core degradation may jeopardize the integrity of many or all of the barriers to the release of radioactive material» («некоторые очень маловероятные состояния АЭС, которые выходят за границы проектных аварий и могут возникать вследствие множественных отказов систем безопасности, вызывая значительное повреждение активной зоны и подвергая опасности целостность многих или всех барьеров безопасности»). В обоих случаях говорится о значительном повреждении а.з., но критерии значительности не приводятся. Небольшое уточнение понятия «значительное повреждение а.з. было дано в определении TA из руководства SSG-2 в редакции 2009 г. [8] «beyond design basis accident conditions include severe accident conditions, which are characterized as states with significant core degradation in which, for example, core components start to melt» («условия ЗПА включают условия ТА, которые характеризуются состояниями со значительным повреждением активной зоны, когда, например, начинается плавление элементов активной зоны»). Ещё более конкретное определение дано в отчёте [9] (не являющегося, однако, руководством по безопасности): «Core degradation with no loss of fuel rod-like geometry, and only metallic melt and blockage of some channels, is often considered as the «early phase of core degradation» - «деградация а.з. без потери стержневой геометрии, сопровождающаяся только плавлением металлических компонент и блокировкой некоторых каналов, часто рассматривается в качестве «ранней стадии разрушения а.з.»».

После аварии на АЭС Фукусима-1 руководство МАГАТЭ NS-R-1 было пересмотрено, и в заменившем его руководстве SSR-2/1 было официально введено понятие «design extension conditions» (DEC) – расширенные проектные условия [10]. Этот термин используется и в новой редакции руководства SSG-2 2019 г. [11]. Согласно определению в нормах SSR-2/1, это «постулируемые аварийные условия, которые не рассмотрены в проектных авариях, но которые учитываются в процессе проектирования АЭС в соответствии с методологией улучшенной оценки, и для которых выбросы радиоактивных веществ ограничиваются приемлемыми пределами» («design extension conditions - postulated accident conditions that are not considered for design basis accidents, but that are considered in the design process for the facility in accordance with best estimate methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits»). Причем специально уточняется, что расширенные проектные условия включают и события, когда значительное разрушение топлива отсутствует, и события с плавлением активной зоны. Для первых событий используется обозначение DEC A, для вторых – DEC В. В настоящее время в зарубежной терминологии понятие «design extension conditions В» (DEC B) часто используется вместо термина «тяжёлая авария». При этом оба старых термина «beyond-design accident» (ЗПА) и «severe accident» (ТА) по-прежнему применимы. Из определения DEC A и DEC B, однако, неясно, в чем заключается различие между «значительным разрушением а.з.» и «плавлением а.з.», а также как именно определяется

начало плавления а.з. Температуры образования легкоплавких эвтектик, оболочек твэлов и оксидного топлива отличаются, поэтому время этих событий также может быть разным.

Критерий ТА согласно отечественным нормативным документам характеризует более ранний переход ЗПА в ТА, чем в руководствах МАГАТЭ, поскольку в большинстве случаев он определяется по наиболее раннему событию – превышению температуры оболочек твэлов 1200 °C – т.е., наступает до начала плавления элементов а.з. (включая легкоплавкие эвтектические смеси). В дальнейшем, говоря о ТА, будем прежде всего ориентироваться на критерий превышения оболочками твэлов температуры 1200 °C.

В данной работе рассматривается только область *детерминистического анализа ТА*. Согласно документу [12] Ассоциации Европейских организаций технической поддержки (ETSON) надзорных органов, в которое входит также НТЦ ЯРБ, определяются следующие области детерминистического анализа ТА:

– поддержка процесса разработки программ управления ТА;

- в части превентивных и ослабляющих мер управления ТА, зачастую заключающихся в оптимизации оборудования и систем (ПАРВ, фильтрованный сброс, дожигатели водорода и т.д.);
- о в части разработки руководств по управлению ТА (РУТА), особенно в рамках концепции ослабления последствий;
- поддержка ВАБ-2;
- поддержка оценок радиоактивного выброса в окружающую среду;
- поддержка программ квалификации оборудования.

Ещё один важный термин, который будет широко использоваться в этой диссертационной работе, – это интегральная программа для ЭВМ или интегральный код. Для этого термина отсутствует чёткое определение в нормативных документах, характеристики интегральной программы в мировом научном и инженерном сообществе понимаются по-разному. Так, например, в ранней работе Франческо Даурия [13] интегральный (или интегрированный – «integrated») подход к расчётному анализу аварий ассоциируется с подходом наилучшей оценки («best-estimate»), противопоставляется консервативному подходу и определяется как подход, позволяющий давать уточнённые прогнозные оценки для сложных сценариев ЗПА, требующих использования цепочки различных программ в едином комплексе для охвата различных систем энергоблока и учёта многообразия физических процессов. Также интегральный подход предполагает использование квалифицированных исходных данных и расчётных моделей для программ и анализа неопределённости. В качестве примера такого интегральной подхода в работе приводится расчёт запроектных аварий на РУ РБМК энергоблока 3 Смоленской АЭС, сопровождающихся множественным разрывом труб технологических каналов.

В другой работе, выпущенной IRSN [14], к интегральным относятся такие программы, которые за счёт использования параметрических моделей основных процессов позволяют учитывать все основные элементы и системы энергоблока и получать относительно быстро качественную оценку последствий ТА. При этом использование параметрических моделей предполагает наличие большого количества свободных параметров, для которых пользователь должен сам определить значения исходя из собственных знаний и представлений. К таким кодам авторы относят МААР, MELCOR, ASTEC, а область применения ограничивают детерминистической поддержкой ВАБ-2 и разработкой мер по управления тяжёлыми авариями (РУТА). Авторы фактически устанавливают равенство между интегральными и инженерными кодами и отделяют их от механистических кодов, в которых моделируются те же процессы, но не с помощью параметрических моделей, а на основании определяющих дифференциальных уравнений.

В литературе вместо термина «интегральный код» иногда используется также термин «системный код», однако исторически этот термин применялся к предназначенным моделирования теплогидравлическим кодам, для аварий без существенного разрушения активной зоны, т.е. без включения моделей других физических процессов (термомеханика, физико-химические процессы, аэрозольная физика и т.д.). Фактически, «системный» - это частный случай «интегрального».

данной диссертационной работе сформулированы следующие общие В характеристики интегральных кодов для моделирования TA. Прежде всего, интегральность кода подразумевает объединение в едином расчётном комплексе различных возможностей, обеспечивающих моделирование сложного объекта в многообразии его элементов и связей между ними. Применительно к кодам для моделирования ТА понятие интегральности можно разделить на следующие категории:

- пространственная;

- временная;
- модельная;
- архитектурная;
- методическая;
- практическая.

Пространственная интегральность подразумевает интегрирование разностной схемы на достаточно крупных объёмах без точного воспроизведения геометрии объекта, но зато с учётом его основных составляющих. Например, гидравлическая часть всей а.з. реактора представляется в виде нескольких гидравлических каналов – в отличие от ячейковых кодов, разрешающих каждую межтвэльную ячейку периодичности с учётом поперечной составляющей тепломассообмена, в масштабе от одной или нескольких ТВС до всей активной зоны. Другим уровнем пространственного интегрирования является учёт не только гидравлической части активной зоны, но и других гидравлических областей реактора и первого контура в целом, а также систем безопасности и защитной оболочки РУ. При этом снова в рамках интегрального подхода размеры расчётных ячеек соответствуют характерным размерам этих областей или их частей (гидравлическим диаметрам), т.е. обычно каждая гидравлическая область представляется 1-10 ячейками.

Временная интегральность – это рассмотрение аварии в последовательности временных стадий, от исходного события (а в случае расчёта выгорания топлива – и предшествующей топливной кампании) до момента формирования искомого состояния энергоблока. В зависимости от задачи этот момент может определяться разрушением корпуса реактора, разрушением защитной оболочки, формированием радиоактивного выброса, возвращением реакторной установки в контролируемое состояние и т.д. В любом случае моделируемое время аварии включает несколько стадий, каждая из которых характеризуется своими феноменологическими особенностями (иногда эти стадии также называют «феноменологические окна»). В ряде задач моделируемое время аварии достигает 3 недель, как в случае расчёта основной стадии ТА на энергоблоках АЭС Фукусима-1, например.

Модельная интегральность связана с использованием в единой программе множества моделей, описывающих различные физические процессы: теплогидравлика контуров теплоносителя, теплогидравлика гермооболочки (ГО), нейтронная кинетика, термомеханика оболочек твэлов, выгорание топлива, миграция и выход из топлива радиоактивных веществ, аэрозольные процессы в первом контуре и под ГО, химические взаимодействие материалов активной зоны и ВКУ и т.д. Такое интегрирование подразумевает обеспечение прямых и обратных связей между моделями с учётом особенностей взаимного влияния физических и химических процессов, которые эти модели описывают.

Модельная интегральность непосредственно влечет за собой и архитектурную интегральность: модели программно реализуются в виде модулей, которые, в свою очередь, интегрируются в единый комплекс при помощи стандартных интерфейсов. В случае объединения автономных программ, разработанных разными коллективами, в разное время, для разных задач и т.д., используются специфические интерфейсы.

Важнейший аспект интегральности программы – методический. Имеется в виду сформировавшийся за последние 20-30 лет подход к разработке программы для ЭВМ, предназначенной для моделирования ТА. Такой подход включает последовательные стадии: разработка и верификация, валидация на данных прототипных экспериментов, как интегральных, так и экспериментов для отдельных явлений, аттестация (в российской нормативной среде) или согласование в национальном надзорном органе (например, в рамках нормативных подходов США), обучение и внедрение в отраслевые, научные, надзорные и образовательные организации.

Наконец, интегральные программы позволяют решать широкий круг задач безопасности, и в этом смысле они интегрируют в себе различные возможности для пользователя. В настоящее время тяжёлоаварийные интегральные коды используются для лицензирования энергоблоков, для разработки и верификации мер по управлению тяжёлыми авариями (РУТА), для подготовки экспериментов, для обучения новых специалистов, и в качестве средств расчётной поддержки при проектировании систем безопасности, в аварийных ситуациях и тренировках.

Что касается уровня физических моделей, то интегральные программы могут включать и механистические модели, основанные на решении определяющих уравнений, и параметрические (корреляционные) модели, основанные на аппроксимации экспериментальных данных. Построение строго механистических кодов представляется сложнореализуемой задачей на данный момент, поскольку современные знания о процессах, возникающих при TA, неоднородны, и не для всех процессов удаётся построить и, главное, валидировать подробные модели.

Следующий термин из названия данной работы, требующий специального уточнения, - «реалистичная оценка». Согласно п. 1.2.16 НП-001-15, «В ООБ АС должен быть представлен реалистический (неконсервативный) анализ указанных запроектных аварий, содержащий оценки вероятностей путей протекания и последствий запроектных аварий». Таким образом, реалистический анализ противопоставлен консервативному анализу. Пояснения термину «реалистический анализ» дано в комментариях к НП-001-15 [15]: «подход, при котором не делаются намеренно допущения, приводящие к заведомо более неблагоприятным результатам анализа, а моделирование процессов, насколько это возможно, осуществляется так, чтобы оно отражало их реальное протекание»; «анализ ЗПА... в ООБ АС является реалистичным (отражает реальную работу систем и элементов АС и действия персонала по управлению ЗПА)». В широком смысле это предполагает задание начальных и граничных условий без отклонений (связанных с неопределённостью их значений, например, без учёта допусков и погрешностей размеров конструкционных элементов, теплофизических параметров РУ), использование физических моделей наилучшей оценки и рассмотрение работы систем и элементов АС без пессимистических предположений (т.е. без допущений их отказа в отсутствие сопутствующих обстоятельств).

Согласно п. 7.67 Положения руководства по безопасности МАГАТЭ SSG-2 (Rev.1) [11], «анализ ТА должен выполняться с использованием реалистического подхода (опция 4 в Таблице 1 раздела 2) в той мере, в какой это практически возможно» («Analysis of severe accidents should be performed using a realistic approach (Option 4 in Table 1, Section 2) to the extent practicable»). Упомянутая опция 4 подразумевает использование расчётной программы для ЭВМ наилучшей оценки, наилучшей оценки работы систем безопасности и наилучшую оценку начальных и граничных условий. Таким образом, эта опция согласуется с положениями НП-001-15, а понятие реалистического анализа связывается с понятием *«наилучшей оценки»*.

Важно отметить, что в SSG-2/1 отдельно оговаривается необязательность анализа неопределённости применительно к ТА: «поскольку явная количественная оценка неопределённостей может быть практически нереализуема вследствие сложности явлений

и недостатков экспериментальных данных, следует выполнять анализы чувствительности для демонстрации надёжности результатов и выводов из результатов расчётов TA» («Since explicit quantification of uncertainties may be impractical due to the complexity of the phenomena and insufficient experimental data, sensitivity analyses should be performed to demonstrate the robustness of the results and the conclusions of the severe accident analyses», п. 7.67). Это положение отличается от требований  $H\Pi$ -001-15.

Конечно, реалистический подход ограничен современным уровнем технологий и знаний. Так, например, до аварии на АЭС Фукусима-1 никто не предполагал, что система безопасности RCIC способна продолжать работу в течение десятков часов и успешно охлаждать активную зону В условиях полного отсутствия электропитания, невозможностью регулирования расхода и в условиях поступления в турбонасос пароводяной смеси. До аварии реалистичным было бы предполагать её отказ после обесточивания. Но теперь, когда есть фактический опыт и проведены специальные исследования, подтверждающие её высокую надёжность в запроектных условиях, в анализе безопасности реалистичным будет учитывать её функционирование при потере электропитания.

Действительно, в п. 7.63 SSG-2/1 уточняется, что применительно К детерминистическому анализу тяжёлых аварий (используется термин «расширенные проектные условия с плавлением а.з.») не требуется использование критерия единичного отказа, как и учёт недоступности системы или компонента оборудования вследствие их вывода в ремонт. Это также отражает стремление соблюсти реалистичность условий работы оборудования. Также, в п. 7.61 говорится, что «не следует рассматривать работу систем безопасности при тяжёлых авариях, если с разумным уровнем достоверности не показано, что оборудование выдержит реалистичные условия тяжелой аварии в течение периода, необходимого для выполнения предусмотренной функции». Дополнительно в п. 7.62 отмечается, что «при рассмотрении доступности оборудования, работа которого предполагается в условиях ТА, необходимо учитывать обстоятельства исходного события аварии и параметры окружающей это оборудование среды (давление, температура, радиационный фон) и время, в течение которого необходима работа этого оборудования». Таким образом, эти положения согласуются с опытом аварии на АЭС Фукусима-1. В частности, при аварии на энергоблоке 1 полное обесточивание энергоблока в момент удара цунами и затопления площадки водой инициировало закрытие клапанов на линиях аварийного конденсатора, единственной системы безопасности, остававшейся работоспособной после исходного события (землетрясения), в соответствии с проектной логикой. Т.е. в данной аварии проявились обстоятельства, связанные с дополнительным внешним воздействием в ходе аварии. Эта особенность работы клапанов была выявлена уже в поставарийный период и не учитывалась операторами на активной фазе аварии. Т.е. реалистичный учёт особенностей работы оборудования при ТА имеет большое значение для адекватных расчётных прогнозов. Аналогично, взрыв на энергоблоке 1 нарушил на время работы по управлению аварией на энергоблоках 2 и 3, но также и вызвал разрушение панели с образованием бреши в стене реакторного здания энергоблока 2, через которую, как считается, вышла значительная часть водорода, тем самым устранив условия для концентрации и взрыва водорода. Конечно, учёт подобных событий в расчётных анализах возможен только на уровне ветвления сценария аварии (разрушилась панель – не разрушилась), но важен уже сам учёт таких событий в расчётном анализе.

Реалистический подход в отношении расчётных программ для ЭВМ, как было указано выше, связан с использованием «*моделей наилучшей оценки*». К таким моделям могут относиться и параметрические, и механистические модели. Важную роль здесь играет, как прогнозные значения модели процесса или явления соотносятся с реперными данными (чаще всего, в роли таких данных выступают результаты прототипных экспериментов). Параметрическая модель может консервативно охватывать поле

экспериментальных данных сверху или снизу, в зависимости от направления консервативности, либо она может воспроизводить среднее значение. Примером таких моделей являются модели высокотемпературного окисления циркониевых оболочек водяным паром, основанные на корреляциях привеса (или толщины оксидного слоя) с оболочки. Корреляции представляют собой аппроксимации температурой экспериментальных данных. Существует консервативная корреляция Бейкера-Джаста, полученная исходя из максимальных измеренных значений привеса среди идентичных и реалистические корреляции Каткарта-Павела, Урбаника-Хайдрика данных. И Ляйстикова-Шанца, полученные по средним значениями из поля измерений. В современных интегральных тяжелоаварийных программах используются обычно и параметрические, и механистические модели, но они ориентируются все на реалистическую, т.е. наилучшую оценку. В случае параметрических моделей такая оценка обеспечивается либо использованием реалистических корреляций, либо заданием пользователем таких значений параметров, которые воспроизводят среднее в облаке экспериментальных данных.

Важно, что несмотря на то, что в отношении ТА требуется неконсервативный подход, в ряде задач безопасности, не связанных с разработкой РУТА, зарубежные нормативные подходы допускают использование консервативных предположений. Это относится к случаям, когда можно четко определить консерватизм предположений в условиях значительной неопределённости альтернативных предположений. Например, подобным допущением в рамках детерминистической поддержки ВАБ-2 является постулирование отказа ГО вследствие разрушения корпуса реактора при высоком (более 1 МПа) перепаде давления на стенке корпуса. С одной стороны, это связано с недостатком экспериментальных данных для задачи выброса расплава из корпуса реактора в бетонную шахту, сопутствующей фрагментации расплава и нагрева атмосферы под ГО. С другой стороны, отказ ГО в этот момент приводит к более раннему и быстрому выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду, чем если бы расчёт продолжался с сохранением плотной ГО. Надзорные органы обычно требуют обосновать консерватизм подобных допущений.

В данной работе в качестве цели реалистического анализа при расчётах ТА будет пониматься определение наиболее достоверного результата расчета прогнозируемой величины, представляющей интерес для безопасности АЭС (т.е. определение наилучшей оценки прогнозируемой величины).

#### 1.2 История создания интегральных моделей энергоблоков АЭС

Несмотря на низкую расчётную вероятность, аварии с тяжёлым повреждением активной зоны ядерных реакторов или ядерного топлива в приреакторных бассейнах выдержки исследуются при анализе безопасности энергоблоков АЭС наравне с другими, более частыми событиями (нарушениями условий нормальной эксплуатации, проектными авариями, запроектными авариями без превышения МППП твэлов). Это обусловлено высоким риском таких аварий для населения, окружающей среды и экономики в целом, как показал опыт аварий на АЭС «Трёхмильный остров» (ТМІ-2) в США (1979 г.), на Чернобыльской АЭС в нашей стране (1986 г.) и на АЭС Фукусима-1 в Японии (2011 г.). Количественные прогнозы последовательности и хронологии событий и радиационных последствий ТА являются основой анализа безопасности в рамках лицензирования энергоблоков АЭС и исходными данными для разработки мер по защите населения и окружающей среды. Сквозное численное моделирование ТА, включая всё многообразие сложных процессов и явлений от исходного события аварии до отказа герметичной оболочки (ГО) и формирования радиоактивного выброса в окружающую среду, остаётся основным апробированным методом прогнозирования хронологии ТА и получения исходных данных для последующего расчёта радиационных последствий.

Сквозное моделирование осуществляется при помощи интегральных расчётных программ для ЭВМ («кодов»). Основы создания интегральных программ были заложены в 1970–80-х годах в США, когда одновременно возникла необходимость и сложились условия для интеграции инженерных моделей физических процессов и знаний о протекании взаимовлияющих процессов для обоснования эффективности проектируемых систем безопасности АЭС. В то время начали разрабатываться так называемые системные теплогидравлические коды, позволявшие прогнозировать в едином расчёте поведение основных систем РУ и её герметичной оболочки (защитной оболочки, контейнмента) в представительных авариях с учётом работы систем безопасности. То есть, системные коды интегрировали в себе и отдельные модели процессов, и элементы РУ.

Важнейшая роль в развитии интегральных (системных) кодов отводилась экспериментальным исследованиям. Таким образом, уже в самом начале развития средств численного прогнозирования развития аварий на АЭС сформировалась тройная система «феноменология – интегральный код – эксперимент». Связь элементов этой триады подразумевала использование данных о преобладающих физических процессах для разработки моделей, данных экспериментов – для разработки и проверки точности моделей (валидации), и, взаимно, использование результатов моделирования – для планирования экспериментов, а экспериментов – для изучения феноменологии. При этом относительно слабые вычислительные возможности и недостаточные экспериментальные знания тех лет ограничивали детальность расчётных схем, описывавших элементы РУ, и сложность моделей физических процессов. Вначале область применения системных кодов включала переходные процессы и проектные аварии, а моделируемые процессы были ограничены теплогидравликой легководного теплоносителя, термомеханикой оболочек твэлов и нейтронной кинетикой.

Применение системы «феноменология – интегральный код – эксперимент» для прогнозирования отклика РУ на исходные события аварий, отказы оборудования, работу систем, действия операторов требовало включения в неё знаний о конструкции и работе конкретной установки. В результате появилось понятие квалифицированной расчётной модели установки (файлов исходных данных, описывавших моделируемый объект и построенных с использованием входного языка интегрального кода). Целью квалификации было обоснование и документирование всех допущений, принятых при разработке нодализационных схем и входных наборов, в специальной рабочей тетради расчётчика («Engineering Handbook»). Таким образом, к системе «феноменология – расчётное средство – эксперимент» добавлялось формальное описание знаний о конструкции и работе конкретной установки в виде расчётной модели.

В 1990-е годы, по мере развития вычислительных средств, совершенствования измерительных технологий, появления надежных экспериментальных данных и возникновения потребности в снижении степени консервативности расчётных оценок, параметрические консервативные модели интегральных кодов начали заменяться моделями наилучшей оценки и механистическими моделями, а расчёты проектных аварий по интегральным кодам стали сопровождаться анализом неопределённости. Например, корреляционные модели интегральных кодов начали строиться не как огибающие массив измерений, а как аппроксимации средних значений по всему массиву. Вначале эти тенденции относились к теплогидравлическим расчётам и позволяли, среди прочего, смягчить требования к производительности систем безопасности (прежде всего, САОЗ).

К середине 1990-х годов в США были разработаны и использовались системные теплогидравлические коды TRAC, RELAP, позже TRACE, во Франции – CESAR и CATHARE, в ФРГ – ATHLET и COCOSYS, в России – ТРАП и КОРСАР.

Тяжёлая авария на АЭС ТМІ-2 стала отправной точкой для расширения области моделирования за пределы проектных основ реакторных установок, т.е. на запроектные аварии, включая аварии с повреждением активной зоны (тяжёлые аварии). Со второй половины 1980-х гг. в исследования аварий включались процессы разрушения активной

зоны, образования водорода, перемещения расплава, взаимодействия расплава с бетоном, выхода из топлива радиоактивных продуктов деления и другие характерные для ТА процессы. При этом методические основы, созданные и апробированные для проектных аварий, распространялись на область ТА. В частности, началась разработка интегральных кодов для анализа ТА.

Как и в кодах для проектных аварий, спектр и сложность моделей физических процессов в составе тяжелоаварийных кодов соответствовали текущему уровню знаний, который определялся в основном доступными экспериментальными данными. Но в отличие от проектных условий сложность обеспечения прототипности экспериментальных исследований в области ТА существенно ограничивала объём опытных данных и знаний о процессах в системе «феноменология–интегральный код– эксперимент».

По мере комплекса знаний физике процессов развития 0 при TA, совершенствования вычислительных, экспериментальных технологий, появления новых методик расчётного анализа к началу 2000-х годов интегральные коды, разработанные в США (MELCOR, RELAP/SCDAP, MAAP), Франции (ICARE, ASTEC), ФРГ (ATHLET-CD), стали основным средством обоснования безопасности энергоблоков зарубежных АЭС при ТА. Они позволяли достаточно обоснованно (в смысле соответствия текущему уровню знаний) давать количественные прогнозы развития и последствий аварий. Фактически на основе интегрального кода формировалась модель поведения энергоблока при ТА, интегрирующая данные о наиболее важных структурных составляющих и эксплуатационных состояниях энергоблока, современные данные о возникающих на энергоблоке физических процессах и явлениях и связях между ними, и описывающие их математические модели в составе интегрального кода. В данной работе для обозначения этой модели используется термин «физико-математическая модель энергоблока» (ФММ).

# 1.3 Текущее состояние проблемы и постановка задачи исследования

В ИБРАЭ РАН с середины 1990-х годов накоплен большой практический опыт по созданию и сопровождению интегральных кодов для анализа тяжёлых аварий на АЭС с ВВЭР [16]–[22] и с реакторами с жидкометаллическими теплоносителями [23], [24], включающий успешное решение реследующих задач:

- разработка моделей физических процессов, возникающих при тяжёлых авариях;

– программная реализация этих моделей в научных расчётных программах для ЭВМ;

– адаптация этих программ в практической плоскости решения инженерных задач безопасности АЭС;

- сопряжение адаптированных программ в составе интегральных кодов;

- валидация и аттестация интегральных кодов;

 внедрение аттестованных кодов в практику анализа безопасности в организациях как внутри, так и вне контура Росатома;

– научно-методическая поддержка знаниевых центров по тематике анализа тяжёлых аварий в различных организациях;

 продвижение интегральных кодов в международных проектах под эгидой МАГАТЭ, ОЭСР, публикация материалов в международных конференциях и ведущих научных журналах;

– взаимодействие с зарубежными экспертами по вопросам защиты интегральных кодов и получаемых с их помощью результатов на этапе рецензирования проектной документации АЭС с ВВЭР, сооружаемых за пределами России.

Анализ и систематизация этих знаний с учётом хорошо зарекомендовавших себя зарубежных методических разработок позволяют разработать общий методический

подход к созданию ФММ энергоблоков ВВЭР. Применительно к ВВЭР ФММ включает следующие данные:

- основные структурные составляющие энергоблока и физические связи между ними, определяющие начальное состояние энергоблока и развитие аварии;
- перечень представительных сценариев ТА;
- ключевые физические процессы и явления;
- набор физических моделей ключевых процессов и явлений, интегрированных в единое средство численного моделирования;
- результаты валидации моделей физических процессов с оценкой погрешности прогноза результирующих параметров, получаемых с использованием этих моделей, и рекомендациями по разработке расчётных моделей энергоблока;
- конструктивные и проектные особенности, формализованные в виде квалифицированных расчётных моделей энергоблока для последующего использования в численном моделировании;
- перечень и характеристики неопределённости входных данных ФММ, рекомендуемые к учёту при расчётном анализе ТА на энергоблоке.

Основной целью разработки ФММ энергоблока при ТА является создание средства расчётного сопровождения работ по обоснованию безопасности АЭС во всём многообразии практических задач, требующих численного моделирования ТА.

Важнейшим, критическим условием поддержания жизненного цикла ФММ энергоблока является обеспечение преемственности знаний, которые её формируют. Потеря компетенций в любой из её составляющих создаёт риск снижения качества анализа безопасности АЭС, повторения новыми поколениями ранее уже выполнявшихся работ, замены сложных для понимания моделей физических процессов более простыми, а в пределе – риск прекращения развития ФММ вообще и потери независимости расчётного обоснования безопасности. Характерным примером является Япония, где в начале 1990-х годов начинались работы по развитию национального тяжелоаварийного кода SAMPSON, но затем они были прекращены. В результате были потеряны компетенции, так что во время и после тяжёлой аварии на АЭС Фукусима-1 японские институты пользовались только американскими интегральными кодами, без возможности внесения в них изменений в соответствии со своими потребностями. В срочном порядке в 2012 г. в Японии были возобновлены работы по восстановлению кода SAMPSON, а в последние несколько лет, с участием разработчика SCDAP Криса Аллисона, создаётся код ASYST.

Особенно высоким видится этот риск для нашей страны в настоящее время и в ближайшие 10-20 лет, когда в атомной отрасли будет происходить смена поколений научных и инженерных кадров, задействованных в расчётном обосновании безопасности АЭС с ВВЭР, основы атомного парка России. В некоторых организациях этот процесс уже начался, поэтому важной задачей является обеспечение преемственности знаний.

Таким образом, информация о том, как и зачем создавалась ФММ ВВЭР, как связаны между собой её составляющие, какие методики используются, какие требования предъявляются и т.д., обеспечивает не просто сохранение знаний о ФММ и навыков её использования в отраслевых организациях, но и позволяет совершенствовать её по мере развития науки и техники. В противном случае велик риск, что новые поколения специалистов, лишенные понимания основ создания ФММ, ограничатся механическим применением интегральных кодов в зоне своей ответственности, потеряют возможность модернизации ФММ по мере изменения внешних условий (нормативных требований, проектных решений, вычислительных возможностей и т.д.).

С учётом описанной проблематики разработка и реализация современного общего методического подхода к созданию ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР представляет собой актуальную и важную задачу, направленную на решение научно-инженерной проблемы создания средства реалистического расчётного анализа ТА и

квалификации, накопления, сохранения и передачи системы знаний о протекании ТА на АЭС.

#### 1.4 Этапы методического подхода к созданию ФММ

Целью данной работы является разработка общего методического подхода, который позволяет создавать, развивать в соответствии с современным уровнем знаний и использовать на практике инструментарий (ФММ) для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению ТА и функционирования оборудования и систем при ТА. Схема, описывающая основные понятия ФММ и демонстрирующая этапы методического подхода к созданию ФММ, представлена на рисунке 1 во введении к этой работе. Как было отмечено выше, ФММ объединяет в себе три категории знаний: знания об объекте моделирования – энергоблоке АЭС, знания о физических процессов.

Знания об энергоблоке подразумевают определение основных элементов энергоблока, требующих учёта в составе ФММ при расчётном анализе ТА и составляющих объект моделирования. Учитывая, что даже энергоблоки, построенные по одному проекту, могут иметь важные отличия, знания об энергоблоках должны быть достаточно полными для корректного учёта их проектных и конструктивных особенностей в ФММ.

Также знания об энергоблоке включают перечень представительных сценариев TA, в достаточной мере (относительно решаемых задач) охватывающих возможные эксплуатационные состояния энергоблока, объём разрушения физических барьеров, места расположения ядерного топлива, пути выхода радиоактивных веществ в окружающую среду, и учитывающих вероятностный аспект сценариев.

В раздел знаний об энергоблоке входят и технологические уроки, которые могут быть извлечены из ранее имевших место ТА на принципиально подобных АЭС и учтены в ФММ энергоблока.

После выделения объекта моделирования и представительных сценариев ТА выполняется анализ феноменологии этих ТА. Целью анализа является разработка перечня процессов и явлений, определяющих развитие и последствия ТА на данном энергоблоке. В качестве исходных данных используются знания об энергоблоке (сценарии ТА и ключевые элементы энергоблока), определённые ранее. Перечень процессов и явлений должен быть ранжирован по степени их важности с точки зрения влияния на целостность гермооболочки и радиоактивный выброс в окружающую среду, а также по уровню изученности. Для каждого процесса проводится отдельный анализ, направленный на определение его представительности и важности для исследуемого энергоблока и достаточности знаний о нём (чаще всего в форме экспериментальных данных, полученных в прототипных условиях). Наиболее важные процессы и явления позволяют определить требования к перечню соответствующих моделей в составе интегрального кода и, с использованием результатов анализа уровня знаний об этих процессах и явлениях, разработать матрицы валидации интегрального кода. Процессы с низким уровнем знаний применительно к исследуемому энергоблоку также определяют направления необходимых экспериментальных исследований.

В совокупности объект моделирования, представительные сценарии ТА и определяющие их развитие физические процессы составляют область применения ФММ. Определение области моделирования представляет собой первый этап создания ФММ.

На втором этапе создания ФММ разрабатывается, адаптируется или выбирается существующее средство численного моделирования (интегральный код), обеспечивающее расчётный анализ выбранных сценариев ТА с учётом конструктивных особенностей

энергоблока. Для этого в качестве исходных данных используются результаты работ на первом этапе. Критерием приемлемости интегрального кода является охват важных процессов и явлений, учёт ключевых элементов энергоблока и использование моделей наилучшей оценки.

На следующем этапе производится валидация интегрального кода на прототипных экспериментальных данных. Для этого должны быть разработаны матрицы валидации, основанные на перечне важных процессов и явлений, разработанном на первом этапе, и учитывающие объём имеющихся экспериментальных исследований. Результатами валидации являются количественные оценки погрешности моделирования параметров, важных для безопасности, неопределённости этих оценок, фиксированные значения модельных параметров, а также рекомендации пользователю. Выбор метода оценки погрешностей и неопределенностей определяется целями и задачами анализа неопределенности (АН) результатов расчетов ТА, которые планируется выполнить с помощью интегрального кода. То есть уже на этапе валидации необходимо разработать подход к АН в расчетах ТА и определить, как погрешности и неопределённости кода будут учитываться при его использовании в расчётах реакторных задач.

После того, как интегральный код валидирован (и аттестован в НТЦ ЯРБ Ростехнадзора согласно российскому законодательству), для его использования в расчётных анализах ТА должны быть разработаны и квалифицированы расчётные модели энергоблока. Эти работы составлют основу четвёртого этапа создания ФММ. Под квалификацией расчётной модели понимается обеспечение соответствия разрабатываемых расчётных моделей (нодализационных схем) элементов энергоблока его конструктивным и проектным особенностям с целью обеспечения реалистичного прогноза при моделировании ТА. Этот процесс позволяет выявлять ошибки при переносе проектноконструкторских данных в ФММ, актуализировать расчётные модели при модернизации энергоблока или адаптировать их к подобным энергоблокам, упрощает использование ФММ разными пользователями и т.д. Квалификация расчётных моделей энергоблоков проводится с акцентом на задачи моделирования ТА, поэтому учитывает сценарии ТА, феноменологию ТА (результаты первого этапа создания ФММ) и особенности интегрального кода (второй этап).

На следующем, пятом этапе этапе интегральный код и расчётные модели дополняются данными для получения наилучших прогнозных оценок параметров, важных для безопасности, в рамках реалистического моделирования ТА. Наилучшая оценка определяется средним значением из множества возможных расчетных значений прогнозируемой величины, получаемого при учете различного рода неопределенностей, с поправкой на модельную погрешность кода, которая определяется при валидации (третий этап  $\Phi$ MM). Среднее значение находится при создания помощи анализа неопределенности. Также из АН находится значение неопределенности, связанной с этой наилучшей оценкой. Для выплонения АН должны быть определены и обоснованы перечень параметров неопределённости (входных параметров моделей, начальных и граничных условий и т.д.) и соответствующие функции плотности вероятности неопределенностей. При определении параметров неопределённости должны учитываться результаты валидации, поскольку на стадии валидации большая часть параметров моделей могла быть зафиксирована внутри интегрального кода, и таким образом является частью погрешности кода, т.е. фактически такие параметры уже не являюются неопределёнными.

Таким образом, на выходе из описанного процесса создаётся ФММ энергоблока, учитывающая его особенности, нормативные требования и современный уровень знаний. Учитывая, что реакторные установки ВВЭР составляют основу атомного парка России, в данной диссертационной работе рассматриваются задачи создания ФММ применительно к энергоблокам ВВЭР. Но обсуждаемые методические основы достаточно универсальны и могут быть использованы для разработки ФММ энергоблоков с другими типами реакторных установок (например, РИТМ-200) или даже термоядерных установок.

Основными задачами данной работы являются:

- -феноменологический анализ представительных ТА на ВВЭР, включая оценки важности для безопасности и изученности процессов и явлений;
- –разработка и апробация методики валидации интегрального кода для анализа ТА;
- разработка и апробация в виде ФММ методики квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с версиями интегрального кода СОКРАТ;
- -апробация методического подхода в виде разработанных на его основе ФММ энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- -определение целей, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании ФММ для моделирования ТА;
- -апробация методического подхода в задачах обоснования безопасности BBЭР и в задачах исследования аварии на АЭС Фукусима-1.

#### 1.5 Выводы по главе 1

В первой главе с учётом современных требований российской нормативной базы и рекомендаций МАГАТЭ определены основные понятия и термины, используемые в диссертационной работе. Приведён анализ истории развития интегральных кодов, предназначенных для моделирования аварийных процессов на энергоблоках АЭС, во взаимосвязи с расширением и углублением текущего уровня знаний о физике процессов и экспериментальной поддержки. Введено понятие физико-математической модели энергоблока для расчётного анализа тяжёлых аварий. Представлено текущее состояние проблемы передачи и развития знаний в области моделирования тяжёлых аварий на АЭС с ВВЭР и показана важная роль создания физико-математических моделей энергоблоков ВВЭР в решении этой проблемы.

Сформулирована основная цель диссертационной работы: разработка общего методического подхода, который позволяет создавать, развивать в соответствии с современным уровнем знаний и использовать на практике инструментарий (ФММ) для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР при тяжёлых авариях, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению тяжёлой аварией и функционирования оборудования и систем при тяжёлых авариях. Также определены задачи исследования.

Представлены основные понятия и этапы создания ФММ энергоблока ВВЭР в рамках общего методического подхода, решаемые на каждом этапе задачи, связи и потоки данных между этапами создания модели. Конкретные методические аспекты создания физико-математической модели на каждом этапе обсуждаются в следующих разделах.

## 2 ИССЛЕДОВАНИЕ ОБЛАСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ

#### 2.1 Выбор объектов моделирования

В начале разработки ФММ энергоблока должна быть определа область её применения, а именно, должен быть определён объект моделирования и перечень сценариев ТА, требующих моделирования. В данном контексте под сценарием аварии подразумевается совокупность исходного события, отказов и действий оператора.

Энергоблок АЭС с ВВЭР – сложный объект, состоящий из большого количества структурно и функционально различающегося оборудования, систем, материалов. Учёт всех элементов энергоблока в составе ФММ, предназначенной для аннализа тяжёлых аварий, с одной стороны, выходит за рамки возможностей современных вычислительных средств, а с другой стороны, не целесообразно, поскольку не все компоненты и системы энергоблока влияют в одинаковой степени (и влияют вообще) на развитие ТА.

Поэтому первым шагом в определении объектов моделирования является декомпозиция энергоблока на структурные составляющие и оценка их влияния на протекание и последствия ТА.

Прежде всего, должны моделироваться объекты, содержащие ядерные материалы и радиоактивные вещества. Согласно требованиям НП-006-16, при анализе ТА должны учитываться все возможные места нахождения ядерных материалов (согласно определению в НП-016-05), радиоактивных веществ (согласно определению № 170-ФЗ) и радиоактивных отходов (согласно определению № 170-ФЗ), в которых может возникнуть авария. На энергоблоке ВВЭР эти места включают:

- активную зону;
- бассейн выдержки и бассейн перегрузки;
- транспортные упаковочные контейнеры;
- водную среду (теплоноситель первого контура, теплоноситель второго контура, вода бассейна выдержки, трапные воды;
- Системы очистки водных сред;
- Радиоактивные источники (дефектоскопия, поверка);
- Свежее необлученное топливо в БВ;
- Хранилище твердых радиоактивных отходов;
- Хранилище жидких радиоактивных отходов.

Наибольший радиационный риск представляет активная зона, бассейн выдержки отработавшего ядерного топлива и транспорные упаковочные контейнеры, поскольку в них размещается облученное тепловыделяющее топливо, содержащее и продукты деления, и актиноиды. Остальные места размещения радиоативных материалов представляют существенно меньший радиационный риск, и, кроме того, не содержат ядерное топливо, поэтому термин «тяжёлая авария» к этим объектам неприменим.

Кроме мест размещения ядерного топлива, требуют специального рассмотрения объекты и системы, обеспечивающие выполнение основных функций безопасности:

- 1) удержание радиоактивных веществ (физические барьеры безопасности на пути распространения радиоактивных веществ);
- 2) теплоотвод от топлива (контур теплоносителя, эксплуатационное оборудование и системы безопасности);
- 3) подкритичность (системы безопасности, материалы).

Также это могут быть элементы, не содержащие радиоактивные элементы и не обеспечивающие выполнение функций безопасности, но способные повлиять на развитие ТА. Например, при работе энергоблока ВВЭР-1000 на мощности и при частичной перегрузке топлива один из отсеков БВ всегда остаётся незаполненным ОТВС, но содержит большой объём воды. Поскольку в ходе разрушения ОТВС в заполненных отсеках БВ расплав может разрушить перегородку с незаполненным отсеком, вода из этого отсека будет поступать на расплав и заполнять аварийный отсек. Это приведёт к

генерации дополнительного объёма пара, охлаждению поверхности расплава и образованию фильтрующего слоя воды над расплавом. То есть, даже непосредственно не участвующий в аварии объект может повлиять на развитие аварии и должен приниматься во внимание.

Можно выделить следующие крупные элементы энергоблоков ВВЭР, требующие учёта при моделировании тяжёлых аварий, поскольку они содержат ядерные материалы, радиоактивные вещества, физические барьеры безопасности и обеспечивают выполнение основных функций безопасности:

- Реактор;

– Первый контур РУ;

– Системы безопасности, обеспечивающие ограничение давления в первом и втором контурах и газоудаление из первого контура;

– Системы безопасности, обеспечивающие охлаждение и подпитку водой а.з. и БВ;

– Главные циркуляционные насосы (ГЦНА);

- Парогенераторы (ПГ);
- Системы безопасности, обеспечивающие теплоотвод от ПГ и подпитку ПГ;
- Система паропроводов;
- Устройство локализации расплава (УЛР) и/или бетонная шахта реактора;
- Бассейн выдержки отработавшего ядерного топлива;
- Гермооболочка (ГО);

– Системы безопасности, предназначенные для обеспечения локализующей функции ГО (системы отвода тепла, системы удаления водорода, системы газоаэрозольной очистки).

После выделения крупных блоков для моделирования осуществляется их декомпозиция на элементы и выбор наиболее значимых. При этом следует соблюдать баланс целей моделирования и подробности описания объектов, особенно с учётом используемого интегрального подхода.

Например, реактор содержит активную зону и внутрикорпусные устройства. Первый контур РУ включает в себя главный циркуляционный трубопровод, соединительный трубопровод КД и сам КД. Парогенератор – проточную часть (коллекторы, теплообменные трубки) и часть второго контура.

Часть этих объектов может также состоять из элементов, требующих отдельного моделирования. Активная зона содержит твэлы, направляющие каналы, поглощающие стержни СУЗ, хвостовики, головки ТВС и т.д.

В твэлах важно отдельно рассматривать столб топливных таблеток как место образования радиоактивных продуктов деления и актиноидов и место основного тепловыделения, газовый зазор и газосборник как элементы, влияющие на температуру топлива в номинальном режиме работы РУ и создающие внутреннее давление на оболочку, и оболочку твэла как первый физический барьер безопасности.

Внутрикорпусные устройства важны, поскольку располагаются вокруг активной зоны, т.е. воспринимают тепловые потоки от активной зоны, и могут интенсивно окисляться водяным паром с выделением тепла, поскольку выполнены из металлов (цирконий, сталь). Из-за химического тепловыделения и относительно низкой температуры плавления металлов стекающие массы ВКУ переносят тепло из более горячей части а.з. в менее горячую, и вносят тем самым вклад в тепловой баланс а.з. При попадании в холодную часть а.з. расплав ВКУ затвердевает из-за низкой температуры фазового перехода и образует блокады для доступа теплоносителя (ухудшая условия теплообмена а.з.). Наконец, поступление металлического расплава ВКУ в НКР определяет условия стратификации расплава а.з. и ВКУ и, как будет показано ниже, тепловой поток на стенку корпуса. А после выхода из разрушенного корпуса реактора доля ВКУ в

расплаве определяет источник водорода на внекорпусной стадии в проектах энергоблоков АЭС без УЛР и влияет на теплообмен в УЛР.

С точки зрения физико-химических процессов ВКУ также важны для формирования низкотемпературных эвтектических смесей с материалами а.з. С точки зрения теплогидравлики стенки ВКУ важны для формирования перепада давления на участках течения теплоносителя за счёт трения о стенки. С точки зрения аэрозольных процессов поверхность ВКУ в некоторой мере участвует в осаждении аэрозолей на их пути из а.з. в атмосферу под ГО.

Корпус реактора воспринимает, поглощает и частично рассеивает тепловые потоки: в цилиндрической части, в области главного разъёма и крышки - от а.з. на стадии её разрушения (через выгородку и шахту реактора), в области днища корпуса - от расплава а.з. и ВКУ. Также корпус, обладая большой интегральной теплоёмкостью, влияет на подогрев теплоносителя на начальной стадии аварии. На поздней стадии ТА корпус удерживает расплав а.з. и ВКУ, а его разрушение определяет процесс поступления расплава в бетонную шахту (на пол или в УЛР в зависимости от проекта РУ).

Гидравлические объёмы внутри корпуса реактора наряду с геометрическими особенностями а.з. и ВКУ определяют распределение объёма воды по высоте от днища корпуса до крышки корпуса реактора – то есть, скорость осушения а.з. при авариях с потерей теплоносителя.

Трубопроводы ГЦТ (горячая нитка и холодная нитка каждой петли) определяют запас воды в первом контуре, а при частичных или гильотинных разрывах – место истечения теплоносителя в атмосферу под ГО. Стенки трубопроводов важны как источник накопленного тепла, которое отдаётся в теплоноситель на начальной стадии аварии (или как сток тепла от перегретой парогазовой смеси на поздней стадии разрушения а.з.). Также в контексте тепловой задачи трубопроводы формируют тепловые потери первого контура в атмосферу под ГО. С точки зрения гидравлики стенки трубопроводов определяют перепады давления на отдельных участках за счёт трения потока о стенки. Геометрия холодной нитки на выходе из ПГ играет важную роль в образовании водяных пробок в гидрозатворе при осушении первого контура, поскольку это разрывает контуры естественной циркуляции парогазовой смеси по петлям и влияет на процессы переноса массы и энергии между а.з. и ПГ. Также стенки трубопроводов являются поверхностями для осаждения аэрозолей радиоактивных веществ и актиноидов из потока.

Коллекторы ПГ и теплообменные трубки (ТОТ) ПГ имеют те же функции, что и трубопроводы ГЦТ, но существенно более выраженные из-за более развитой поверхности и теплообмена со средой второго контура (определяют теплоотвод от а.з.). Моделирование ТОТ ПГ важно также с точки зрения термомеханической оценки их прочности и возможности разрушения под действием высоких температур и давления в первом контуре, поскольку разрыв ТОТ ПГ может приводить к переносу радиоактивности из первого контура во второй и далее, через неплотности второго контура, - в окружающую среду в обход ГО (так называемые аварии с байпассированием ГО).

Компенсатор давления, включая корпус и гидравлический объём внутри корпуса, определяет запас теплоносителя в первом контуре, который может участвовать в охлаждении а.з. (или, наоборот, вызывать её доокисление и разрушение в случае дренирования на поздней стадии ряда ТА). Стенки корпуса КД участвуют в теплообмене с водой и паром, а также в тепловых потерях с поверхности первого контура. ТЭН КД регулируют давление в первом контуре на стадии нормальной эксплуатации. Истечение теплоносителя через открытые ИПУ КД в верхней части КД представляет один из сценариев ТА.

Детальное моделирование соединительного трубопровода важно, поскольку он определяет гидростатический напор теплоносителя в КД над активной зоной. Также разрыв соединительного трубопровода является исходным событием представительных ТА. В случае аварий с плотным первым контуром из-за периодического истечения

теплоносителя через ИПУ КД происходит нагрев соединительного трубопровода парогазовой смесью, что может привести к его разрыву и быстрому снижению давления в первом контуре, что важно для исключения возможности разрыва корпуса реактора на высоком давлении.

Парогенератор является источником большого количества исходно более холодной воды по сравнению с первым контуром, поэтому в авариях с малыми и средними течами (ВВЭР-1000), полным обесточиванием, а также в авариях с большой течью (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ) он является эффективным стоком тепла, выделяемого в активной зоне. Корректный учёт массы котловой воды и зависимости объёма воды от уровня в ПГ играет важную роль в моделировании времени осушения ПГ.

Устройство локализации расплава (УЛР), бетонная шахта реактора, бассейн выдержки представляют собой места возможного расположения ядерного топлива в различной конфигурации, поэтому являются необходимыми объектами для моделирования в интегральном расчёте ТА. В свою очередь, БВ и УЛР содержат более мелкие объекты: ОТВС, стеллажи, дно, стены и перегородки между отсеками в БВ, жертвенный материал, поступающий кориум, стенка корпуса, тепловые защиты в УЛР.

Гермооболочка (ГО) является последним физическим барьером безопасности, в ней протекает большое количество теплогидравлических и аэрозольных процессов, определяющих как механизмы нагружения ГО, так и источник радиоактивного выброса. Кроме того, давление в ГО оказывает влияние на процессы в первом контуре, а состав среды – также на процессы в БВ. Поэтому ГО является неотъемлемой частью интегральной расчётной модели энергоблока.

Выбор объектов моделирования также определяется эксплуатационными состояниями энергоблока. Согласно НП-006-16, при анализе ТА должны учитываться все возможные эксплуатационные состояния.

В процессе эксплуатации энергоблок ВВЭР может находиться в двух основных режимах работы: работа на мощности и останов. В свою очередь, эти состояния включают различные другие эксплуатационные состояния:

– Работа на энергетических уровнях мощности;

– «Горячее» состояние, расхолаживание РУ через второй контур с работоспособными технологическими защитами РУ и подключенными ГЕ САОЗ;

 – Расхолаживание РУ через второй контур без технологических защит РУ и пассивной части САОЗ до подключения системы аварийного и планового расхолаживания;

- Расхолаживание РУ через первый контур до «холодного» состояния;

– Разборка реактора, заполнение бассейна перегрузки и БВ;

– Перегрузка с частичной выгрузкой ТВС;

- Ремонт петель ГЦК;
- Перегрузка с полной выгрузкой ТВС;
- Работа БВ при полной выгрузке ТВС из реактора;
- Загрузка свежих ТВС после частичной выгрузки;

- Сборка реактора;

– Проверка плотности первого контура;

– Гидроиспытания первого, второго контура;

– Разогрев первого контура до подключения пассивной части САОЗ и ввода технологических защит РУ;

- Разогрев первого контура до "горячего" состояния, "горячее" состояние.

В зависимости от эксплуатационного состояния может отличаться место расположения топлива, теплофизические параметры, задействованное оборудование и системы безопасности, уровень мощности ОТВ в топливе, возможности воздействия на аварийный процесс. Так, например, при полной выгрузке топлива из а.з. в БВ основная

радиактивность сосредоточена в БВ. Пример такой аварии – авария на энергоблоке 4 АЭС Фукусима-1. При работе на мощности или в режиме останова для частичной перегрузки топлива источником радиоактивности является и активная зона, и БВ.

В различных ЭС в работе или в работоспособном состоянии находится разный объём оборудования и систем безопасности или их каналов. Например, в режиме останова при ЭС «расхолаживание через второй контур» реактор уже заглушен, ТГ остановлены, давление в первом контуре снижено до 6 МПа, выведены и не требуют моделирования САОЗ ВД. В более позднем ЭС давление в первом контуре снижено до 2 МПа, дополнительно отключены и не требуют моделирования ГЕ САОЗ и система подпитки ПГ, расхолаживание а.з. осуществляется по линии планового расхолаживания одним каналом САОЗ НД. Важно, что в этом ЭС системы безопасности управляются уже не автоматикой, а оператором. В ЭС «гидроиспытания первого, второго контуров» давление в первом контуре может составлять 16-18 МПа, а во втором контуре – 10 МПа, не требуют моделирования схемы ИПУ КД, БРУ-А, ИПУ ПГ (т.к. они разобраны) и системы безопасности, связанные с первым контуром (т.к. изолированы). Таким образом, перечень объектов, учитываемых в интегральном расчёте ТА, различается в зависимости от ЭС.

В ЭС «работа на мощности» большая часть второго контура – проточная часть турбогенераторов и конденсатно-питательный тракт – изолируется от РУ за счёт закрытия стопорно-регулирующего клапана и прекращения подачи питательной воды в ПГ. Поэтому рассматривать элементы этого тракта в ТА не требуется. В то же время в ряде сценариев ТА может потребоваться учёт сбросной линии от БРУ-К до конденсаторов турбин и моделирование самих конденсаторов – например, в случае реализации мер по управлению ТА с целью снижения давления во втором контуре в сценарии с межконтурной течью и отказом изолирования аварийного ПГ. Также для моделирования мер по подпитке ПГ водой при ТА может потребоваться моделирование деаэратора и гидравлической линии между деаэратором и парогенератором, однако такое моделирование может выполняться упрощенно: деаэратор моделируется одним объёмом или заменяется логическим выражением с контролем остающегося объёма и уровня воды, а гидравлическая линия – уменьшением проектного напора насоса на величину гидравлических потерь на трение.

Выбор объектов моделирования должен выполняться с учётом особенностей конкретного энергоблока. Проекты ВВЭР могут существенно отличаться. Работы по модернизации энергоблоков проводятся неоднородно, поэтому на разных энергоблоках, построенных по одному проекту, могут отличаться элементы систем безопасности, уставки их срабатывания. Энергоблоки АЭС, реализованные по одному проекту, могут располагаться в разных климатических и географических зонах, что также может оказывать влияние на частные отличия в оборудовании. Поэтому для каждого энергоблока требуется адаптация ФММ с учётом особенностей этого энергоблока.

Eшë одним важным критерием, определяющим необходимые объекты моделирования, является перечень оборудования и систем, которые задействуются при управлении ТА. Согласно НП-001-15 (пп. 1.2.11, 1.2.18, 1.2.19, 3.1.3), в проекте АС должны быть предусмотрены технические и организационные меры, обеспечивающие ограничение последствий ЗПА и управление ЗПА. Причем в п. 1.2.19 указано, что, если ЗПА не исключены на основе свойств внутренней самозащищенности реактора и принципов его устройства, разработка мер по управлению такими ЗПА выполняется независимо от их вероятности. Учитывая, что ТА относятся к запроектным авариям, в которых превышается МППП твэлов, все требования к ЗПА применимы и к ТА, если иное не оговорено специально. Меры по управлению ТА определены в руководствах по управлению ТА (РУТА или РУЗА-Т), разработанных для каждого энергоблока ВВЭР. Верификация, или оценка реализуемости и эффективности РУТА может быть выполнена только при помощи интегрального численного моделирования ТА, т.е. относится к области применения ФММ энергоблока. Поэтому элементы оборудования и системы безопасности, задействованные при управлении аварии, должны учитыватья как объекты моделирования в ФММ.

В качестве примера рассмотрим меры по управлению ТА применительно к РУ ВВЭР-1000. Они включают следующие инструкции:

– ИТА-1 «Подать воду в ПГ» (на внутрикорпусной стадии аварии);

– ИТА-2 «Снизить давление в первом контуре» (на внутрикорпусной стадии аварии);

– ИТА-3 «Подать воду в первый контур» (на внутрикорпусной стадии аварии);

- ИТА-4 «Подать воду под защитную оболочку»;

- ИТА-5 «Уменьшить выброс продуктов деления»;

- ИТА-6 «Управлять условиями в герметичных помещениях»;

– ИТА-7 «Снижать концентрацию H<sub>2</sub> в герметичных помещениях»;

- ИТА-8 «Подать воду в БВ».

В случае реализации ИТА-1 ФММ должна обеспечивать заданный расход и температуру подаваемой в ПГ воды. То есть, расчётная модель энергоблока в составе ФММ должна включать ПГ с достаточно подробным разбиением второго контура на расчётные ячейки (так, чтобы можно было выделить область раздающего коллектора питательной воды). Также расчётная модель должна предусматривать наличие граничных условий, соединённых с гидравлической ячейкой второго контура ПГ и соответствующих различным средствам подпитки (ТПН, ВПЭН, АПЭН, ПНУ, пожарные машины, деаэратор). При этом должна быть учтена зависимость расхода воды, обеспечиваемого конкретным источником, от противодавления в ПГ (с учётом гидравлического сопротивления тракта) и проектного напора, развиваемого насосами. Поскольку часть средств подпитки использует воду из стационарных сосудов (например, из деаэратора), логические выражения, управляющие подпиткой, должны учитывать уменьшение запасов воды и отключаться при их исчерпании.

Мера ИТА-1 подразумевает возможность раздельной подачи воды в аварийный и неаварийные ПГ, поэтому ФММ должна содержать отдельные ПГ, а не объединённые в один эффективный.

При реализации ИТА-1 возможно явление термошока осушенных ТОТ ПГ при контакте с холодной водой, поэтому ФММ должна включать физическую модель для определения условий возникновения термошока и оценки числа поврежденных трубок. Для этого расчётная модель ПГ должна рассматривать несколько слоёв ТОТ по высоте пучка.

Одним из способов подпитки ПГ в соответствии с ИТА-1 является пассивное поступление воды в ПГ при открытии клапанов на питательном тракте между деаэратором и ПГ. Для моделирования этого процесса ФММ должна содержать модель деаэратора и гидравлического тракта.

При реализации ИТА-2 оператор должен контролировать ряд параметров энергоблока: давление в первом контуре, уровень в КД, давление и уровни в ПГ, температуры в холодных нитках петель, давление, температуру и мощность дозы под ГО. Поэтому ФММ должна включать соответствующие объекты и физические модели.

При реализации ИТА-3 возникают побочные риски, связанные с генерацией водорода при заливе перегретой и частично разрушенной а.з. и высокотемпературной ползучестью трубопроводов первого контура (особенно ТОТ ПГ).

Кроме того, поскольку источниками воды являются стационарные баки и бакприямок, ФММ должна учитывать эти объекты и отслеживать уровень и параметры (температуру) воды в них.

Аналогично ИТА-1, в ИТА-3 ФММ должна содержать модель аварийной подпитки и учитывать зависимость расхода подаваемой воды от перепада давлениям между первым контуром и давлением, при котором обеспечивается подача от насосов САОЗ.

Для моделирования ИТА-4 необходимо предусмотреть в модели критерии выхода расплава из корпуса реактора, а также датчики роста активности и температуры в бетонной шахте. Для определения момента выхода расплава из корпуса реактора (или начала взаимодействия расплава с бетоном) в расчёте ФММ должна включать объекты моделирования «днище и корпус реактора», «ванна расплава» и «бетонное основание шахты реактора», а для отслеживания роста активности в бетонной шахте бетонная шахта должна быть выделена в виде отдельной расчётной ячейки в составе объекта моделирования – «ГО».

Применительно к ИТА-5 и ИСУ-1 требуется отслеживание уровня радиации как внутри, так и вне энергоблока (на промплощадке и в санитарно-защитной зоне) значений, характеризующих относительно предельных начало ΤA И обычно фиксированных в РУТА. Область моделирования процессов на площадке не относится к ФММ энергоблока, рассматриваемой в этой работе, но может быть учтена при сопряженных расчётах процессов на энергоблоке и атмосферного переноса при помощи специальных расчётных программ (например, кода РОУЗ, разработанного в ИБРАЭ РАН). Отслеживание радиационной обстановки внутри энергоблока (например, на БЩУ) подразумевает включение в ФММ соответствующих объектов и оценку мощности дозы из активности взвешенных и осевших на поверхностях радиоактивных веществ.

Для моделирования действий по ИТА-6 и ИСУ-2 в ФММ объект моделирования «ГО» должен содержать модель датчика давления под ГО, а также элемент «приямок» и датчик уровня воды в приямке.

Действия в рамках ИТА-7 требуют оценки возможности дефлаграции водорода по показаниям датчиков системы контроля концентрации водорода под ГО. То есть, объект «ГО» в ФММ должен быть разбит на достаточное количество расчётных ячеек, чтобы обеспечить возможность отслеживания концентрации в различных зонах под ГО (в местах размещения датчиков) и предусматривать способы оценки условий дефлаграции (система логических выражений). Для учёта действий в рамках ИСУ-3 на внекорпусной стадии аварии дополнительно требуется обеспечение в ФММ возможности моделирования подачи азота в барботажный бак или в гидроемкости САОЗ, что требует специального выделения в ФММ этих объектов.

При реализации ИТА-8 необходимо учитывать в ФММ уменьшение запаса воды и нагрев воды в баках-источниках, а также зависимость расхода от противодавления под ГО. Также ФММ должна содержать модель датчика температуры воды в БВ в месте его установки на энергоблоке.

Меры в рамках ИСУ-4 предполагают подачу воздуха и/или азота под ГО. Поэтому в ФММ необходимо предусмотреть граничные условия для подачи воздуха с заданным расходом, влажностью и температурой в соответствующую ячейку объекта «ГО». Также нодализационная схема первого контура должна предусматривать возможность подачи азота заданных параметров в ГЕ САОЗ.

В целом, определение объектов моделирования позволяет в дальнейшем выполнить анализ физических процессов, ожидаемых на энергоблоке при ТА, оценить характерные геометрические и временные масштабы, которые должна учитывать ФММ энергоблока, составить перечень требований к возможностям интегрального кода (учёт специфических для ВВЭР систем безопасности, например) в составе ФММ. Однако и выбор объектов моделирования, и сопутствующее решение перечисленных выше задач невозможны в отрыве от характерных сценариев ТА на энергоблоке, которые должны учитываться в ФММ. Учитывая, что ТА относятся к запроектным авариям, а запроектные аварии по определению НП-001-15 предполагают бесконечное множество возможных сценариев, необходимы классификация ограничение всех И ΤA некоторым набором представительных сценариев, подлежащих учету в ФММ. Вопрос ограничения области применения ФММ областью представительных ТА имеет важное значение для создания практически реализуемой ФММ.

#### 2.2 Определение представительных сценариев ТА

#### 2.2.1 Анализ нормативных требований к выбору сценариев ТА

В соответствии с п. 1.2.16 НП-001-15, примерные перечни ЗПА для каждого типа реакторов устанавливаются в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии, а окончательные перечни ЗПА (включая ТА) представляются в отчётах по обоснованию безопасности (ООБ) АС. При этом для определения мер по управлению авариями из сформированного перечня ЗПА должна быть обеспечена представительность сценариев аварий. Согласно п. 1.2.16, представительность сценариев обеспечивается посредством учета уровней тяжести состояния АС и, кроме того, возможных состояний работоспособности или неработоспособности систем безопасности и специальных технических средств для управления ЗПА.

В разделе 15.2 НП-006-16 «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР» даны общие указания и рекомендации по составлению перечня ЗПА, а в приложении 9 – перечень ЗПА и, что важно для этой работы, перечень ТА для состояний РУ с работой реактора на мощности (включая минимально контролируемый уровень) и состояний останова с разогретым первым контуром:

– длительное полное обесточивание AC, приводящее к осушению ПГ и выкипанию теплоносителя первого контура (с принятием мер по снижению давления первого контура и без принятия таких мер);

– спектр течей первого контура внутри ГО с отказом активных элементов САОЗ, приводящих к тяжелому повреждению твэлов в активной зоне;

– спектр течей из первого контура во второй с отказом активных элементов САОЗ, приводящих к тяжелому повреждению твэлов в активной зоне.

Однако для ЭС с остановленным реактором и неразогретым первым контуром перечень ТА в НП-006-16 не определён. В п. 15.2.1 НП-006-16 указано, что окончательный перечень ЗПА (включая ТА), принятый в проекте АС, должен быть представлен в ООБ.

Также в этом документе приводятся требования к данным, которые должны учитываться при формировании окончательного перечня ЗПА:

– примерный перечень ЗПА, приведенный в Приложении 9;

- анализ последствий отказов элементов АС;

– опыт эксплуатации данного блока АС и опыта эксплуатации блоков-аналогов;

- вероятностные оценки.

Требования НП-006-16 к окончательному перечню ЗПА охватывают следующие характеристики аварий:

- все возможные события, приводящие к ТА;

– все возможные места нахождения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, в которых может возникнуть авария;

- все возможные эксплуатационные состояния АС согласно проекту АС;

– представительные сценарии ТА.

Поскольку ТА являются частью ЗПА, все эти требования применимы и к ТА.

Исходные события аварий, обычно рассматриваемые в анализе безопасности, в соответствии с требованиями п. 15.2.1 НП-006-16 включают внутренние исходные события (отказы оборудования, течи теплоносителя, ошибки оператора), а также внутренние и внешние воздействия природного или техногенного происхождения.

К внутренним воздействиям относятся пожары, затопления, взрывы и т.п. события на площадке. К внешним природным воздействиям относятся землетрясения, наводнения (в т.ч. цунами), заморозки (обледенение), ветровые нагрузки, засухи. Техногенные
воздействия подразумевают падение самолёта, взрывы (в т.ч. диверсии и акты саботажа, террористические акты).

Интересно, что в предыдущей редакции НП-006-16 (НП-006-98) перечень ЗПА предлагалось формировать в два этапа. Сначала выделялись «все сценарии ЗПА, приводящие к превышению доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде, установленных для проектных аварий». Из выделенных сценариев формировались «группы, в границах которых отклик станционных систем, требуемый для предотвращения развития аварии, одинаков (одинаковы системно-функциональные деревья событий)». В пределах каждой группы далее выделялся один или несколько представительных сценариев, удовлетворяющих в совокупности следующим четырем критериям:

1. Наибольшая мощность доз облучения персонала и/или населения.

2. Наибольшая интенсивность выброса радионуклидов.

3. Наибольший интегральный выброс радионуклидов.

4. Наибольший масштаб повреждений систем и оборудования станции.

Такой подход позволял ограничить набор подлежащих рассмотрению ЗПА без потери значимости и полноты получаемых результатов. Однако в действующей редакции НП-006-16 он уже не используется, хотя представляет интерес с точки зрения методического подхода.

Для выбора представительных ТА также может быть рассмотрено использование следующих документов:

- «Методика разработки перечней запроектных аварий» [25].

– «Рекомендации к содержанию отчёта по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций» РБ-001-19.

В РБ-001-19 рекомендован перечень ЗПА для действующих энергоблоков ВВЭР. Как и в НП-006-16, в нём указывается (п. 5.3.1), что при выборе перечня ЗПА следует учитывать опыт эксплуатации рассматриваемого энергоблока и других подобных энергоблоков (блоков-аналогов и блоков-прототипов), анализ последствий отказов элементов AC, а также результаты ВАБ и рекомендованный перечень ЗПА.

Рекомендации РБ-001-19 к перечню ЗПА в основном повторяют требования НП-006-16, но дополнительно оговаривают понятие представительности сценариев ТА. Согласно РБ-001-19, «представительность сценариев тяжелых аварий обеспечивается путем учета возможных угроз целостности ГО, актуальных для рассматриваемого блока АС, в том числе детонации водородсодержащей среды, взаимодействия расплава с бетоном, прямого нагрева ГО, переопрессовки ГО, и степени тяжести повреждения физических барьеров». Таким образом, к наиболее представительным сценариям отнесены сценарии с риском разрушения ГО как последнего и основного барьера безопасности вследствие основных известных механизмов нагружения. Отметим, что аварии с байпассированием ГО, условия для которого могут возникнуть в ходе ТА, в данном случае в эту категорию формально не попадают.

Перечень ЗПА, рекомендованный в РБ-001-19, приведен в таблице 2.1.

	«Работа на мощности»,	«Холодный останов»,
ЭС	«Работа на МКУ мощности»,	«Останов для ремонта»,
	«Горячий останов»	«Останов для перегрузки»
Ожидаемые	несанкционированное извлечение группы	—
нарушения НЭ	ОР СУЗ;	
с отказом	потеря расхода питательной воды в ПГ;	
аварийной	обесточивание;	
защиты	закрытие СРК;	
(ATWS)	закрытие ОК на паропроводе ПГ;	

Таблица 2.1 – Перечень ЗПА согласно РБ-001-19

	«Работа на мошности».	«Холодный останов».
ЭС	«Работа на МКУ мошности».	«Останов для ремонта».
	«Горячий останов»	«Останов для перегрузки»
	несанкционированное открытие ПСУ (ПК	
	ПГ, БРУ-А, БРУ-К).	
ЗПА со	длительное полное обесточивание;	потеря охлаждения
срабатыванием	спектр течей из первого контура в	первого контура;
A3	пределах ГО с отказом активных	течи теплоносителя из
	элементов САОЗ (с полным	первого контура на
	обесточиванием блока АС);	остановленном реакторе;
	большие течи первого контура с	аварии при обращении с
	дополнительными отказами, приводящими	топливом;
	к байпасу ГО;	спектр тяжелых аварий
	течи из первого контура во второй,	
	осложненные дополнительными отказами	
	(не рассмотренные в составе ПА);	
	спектр разрывов трубопроводов второго	
	контура с отказом изоляции аварийного ПГ	
	(не рассмотренные в составе ПА);	
	отказ систем НЭ и активных систем	
	безопасности, осуществляющих отвод	
	тепла к конечному поглотителю;	
	запроектные внешние воздействия	
	природного и техногенного характера с	
	интенсивностью, превышающей	
	интенсивность воздействий, а также	
	сочетания указанных воздействий;	
	спектр тяжелых аварий (сценарии	
	«высокого» и «низкого» давления, включая	
	внутрикорпусную и внекорпусную	
	стадию).	

Как видно из таблицы 2.1, рекомендации по перечню ТА в РБ-001-19 не приводятся, кроме упоминания сценариев на высоком и низком давлениях в первом контуре и двух стадий аварии (внутрикорпусной и внекорпусной после выхода расплава из корпуса). Тем не менее, приведённые ЗПА могут рассматриваться в качестве базовых сценариев для ТА с наложением дополнительных отказов или ошибок оператора.

Наиболее полный и системный подход к составлению перечня представительных сценариев ТА для АС с ВВЭР изложен в Приложении 10 РБ-150-18 «Рекомендации по формированию окончательного перечня запроектных аварий, подлежащих учёту в проекте атомных станций с реакторами типа ВВЭР». Согласно подходу, предложенному в РБ-150-18, составление окончательного перечня ТА для рассмотрения в рамках ООБ основано на анализе обобщённых деревьев событий, в результате которого охватываются все ожидаемые уровни тяжести состояния АС. Уровни тяжести, характеризующие ТА, подразумевают повреждение активной зоны с превышением максимального проектного предела повреждения твэлов или разрушение или расплавление ядерного топлива. Различие уровней тяжести состояния АС при ТА определяется также различной степенью повреждения корпуса реактора и ГО. К одному и тому же уровню тяжести могут приводить различные сценарии ТА (вызванные различными исходными событиями).

Разработка обобщённых деревьев событий выполняется для исходных событий, определяющих состояния границ первого контура. Выбор степени повреждения границ первого контура в качестве отправного параметра для анализа событий при ТА связан с

тем, что возможность повреждения а.з., в первую очередь, определяется надёжностью теплоотвода, т.е. наличием теплоносителя в первом контуре. Аварии, связанные с быстрым ростом реактивности а.з., в данном случае остаются за кадром внимания, поскольку из-за характерного времени их развития (доли секунды) для них невозможно предусмотреть меры по управлению аварией, представляющие важнейшую цель анализа ТА. Всего рассматривается 5 состояний границ первого контура:

– отсутствие повреждений;

- очень малые и малые нарушения герметичности первого контура внутри ГО;
- средние и больше нарушения герметичности первого контура внутри ГО;
- выброс теплоносителя через ИПУ КД;
- межконтурные течи внутри ПГ;
- течи за пределы ГО в смежные системы.

Каждому из состояний границ первого контура ставятся в соответствие исходные события и составляется краткое описание аварийного сценария (под сценарием здесь подразумевается последовательность основных событий, определяющих состояние барьеров безопасности, - то есть, фактически это синоним термина «аварийная последовательность»). Рассмотрение мер по управлению аварией создаёт дополнительные аварийные сценарии. Таким образом, в этом документе для каждой из ТА фактически остояний энергоблока в ходе аварии.

В таблице 4 Приложения 10 РБ-150-18 приведён пример окончательного перечня ТА:

– Длительное полное обесточивание АС;

– Разрыв паропровода ПГ с отказом изоляции аварийного ПГ с наложением длительного полного обесточивания АС;

– Малая течь первого контура в пределах ГО с отказом активной САОЗ;

– Большая течь первого контура в пределах ГО с отказом активной САОЗ;

– Разрыв трубки ПГ с неизоляцией места течи;

– Разрыв коллектора ПГ с неизоляцией места течи.

Несмотря на безусловные преимущества РБ-150-18 в части практической реализации требований НП-006-16, на сегодняшний день остаются следующие нерешённые вопросы:

– отсутствие окончательного перечня ТА для БВ и для реактора в стояночном режиме, требуется расширение подхода РБ-150-18 на весь спектр ЭС;

– практический пример, приведённый в РБ-150-18, судя по учтённым системам безопасности, относится к ВВЭР-1000. Необходима его адаптация для энергоблоков АЭС с ВВЭР-440, ВВЭР-1000 малой серии, ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С;

– итоговый перечень ТА в таблице 4 приложения 10 не содержит сценарии с байпассированием ГО (степень повреждения первого контура 5 и степень повреждения ГО 3), хотя соответствующие уровни тяжести рассматриваются;

– в приведённом перечне ТА отсутствуют сценарии с отказами СБ в качестве исходных событий (например, при работе по ЛПР), хотя такие сценарии рассматриваются в рамках ВАБ-2;

– неясно, как в данный подход укладывается сценарий с разрывом корпуса реактора, рассматриваемый в рамках ВАБ-2;

– аналогично, в перечне TA отсутствует сценарий с разрывом корпуса ПГ, рассматриваемый в ВАБ-2;

– необходимо развитие описанного подхода на другие места размещения ЯМ (аварии при транспортных и технологических операциях с топливом, например, - зависание ТВС при перегрузке, отмывка ТВС, аварии при отгрузке на завод и т.п.).

Важным фактором, ограничивающим число рассматриваемых ЗПА, является также оценка вероятности предельного аварийного выброса радиоактивных веществ. Реалистический анализ последствий ЗПА, согласно НП-001-15, должен сопровождаться оценкой вероятности путей протекания аварий и вероятности повреждения активной зоны и выхода радиоактивности в окружающую среду. Подобные оценки выполняются в рамках вероятностного анализа безопасности (ВАБ). Если оцененное значение вероятности большого аварийного выброса превышает  $10^{-7}$  на реактор в год, нормы требуют предусмотреть в проекте дополнительные технические решения по управлению авариями с целью снижения вероятности их реализации и ослабления их последствий. Из опыта выполнения детерминистической поддержки ВАБ уровня 2 (ВАБ-2) для действующих энергоблоков следует, что рассматриваются сценарии ТА с вероятностями порядка  $10^{-8}...10^{-5}$ .

Стоит отметить, что в нормативных документах EUR [26] подход к выбору рассматриваемых TA не исключает рассмотрения гипотетических аварий с низкой вероятностью, но с тяжёлыми радиационными последствиями. Так, в соответствии с п. 2.1.2.4.2: «По крайней мере, одна репрезентативная аварийная последовательность, включающая плавление а.з., должна быть определена и рассмотрена в проекте в качестве сценария TA. Чтобы обеспечить выполнение общих вероятностных целей безопасности, в качестве TA следует определить также дополнительные аварийные последовательности. Необходимо соблюдать осторожность и не исключать из рассмотрения аварийные последовательности. Необходимо соблюдать осторожность и не исключать из рассмотрения аварийные последовательности выбросы. Такие аварийные последовательности либо включаются в категорию TA, или в отношении них требуется показать практическое исключение».

В настоящее время для действующих энергоблоков ВВЭР в России выполнены вероятностные анализы безопасности второго уровня (ВАБ-2), что позволяет на их основе сформировать в ООБ окончательный перечень ТА, подлежащих рассмотрению с целью разработки управляющих мер, или дополнить перечень ТА, рассматриваемых в РБ-150-18.

Критерии выбора представительных сценариев ТА могут различаться в зависимости от решаемой задачи. Например, при детерминистической поддержке ВАБ-2 целевой расчётный параметр – это аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду. Каждая вариация ТА (состояние повреждения источника радиоактивности в терминологии ВАБ-2 или, что то же в данном контексте, сценарий ТА) характеризуется своей расчётной вероятностью реализации. Вероятностный аспект далее специально не рассматривается, поскольку не является предметом детерминистического анализа, но приводятся характеристики ТА с наибольшей вероятностью реализации на основании опыта выполнения работ по детерминистической поддержке ВАБ-2 конкретных энергоблоков АЭС.

Детерминистические расчёты ТА выполняются также вне ООБ для задач, связанных с оценкой выхода водорода и расплава (массы и энергии) под ГО в результате разрушения активной зоны реактора. Целью таких расчётов является обоснование исходных данных для проектирования систем водородной взрывобезопасности и УЛР (на энергоблоках АЭС с РУ ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ).

Неучёт вероятности совокупности событий, вызывающих тяжёлую аварию, позволяет формировать различные наборы сценариев. Так, в случае исследования аварий, приводящих к наиболее благоприятным условиям для взрыва водорода под ГО, представительные сценарии будут отличаться от сценариев, приводящих к наибольшему риску радиоактивного выброса, поскольку в этом случае вероятностный аспект уже не рассматривается.

Отдельный перечень сценариев может быть сформирован при рассмотрении аварий, обеспечивающих байпассирование ГО вследствие разрушения активной зоны.

# 2.2.2 Тяжёлые аварии на РУ и в БВ, учитываемые в ООБ и ВАБ-2

В таблице 2.2 представлены инициирующие события TA, рассматриваемые при детерминистической поддержке ВАБ-2 энергоблоков ВВЭР с разными проектами РУ. Причинами инициирующих событий могут быть внешние или внутренние события: разрывы трубопроводов, отказы оборудования, ошибки персонала, внешние воздействия, пожары, затопление. Таким образом, охватываются все виды событий, способных привести к TA (в исполнение требований п. 15.2.1 НП-006-16).

В рамках ВАБ-2 рассматриваются различные эксплуатационные состояния. Среди наиболее представительных для энергоблоков с ВВЭР-1000/В-320 с точки зрения реализации совокупности исходных событий, отказов, действий оператора выделяется ЭС при работе на мощности, в меньшей степени – расхолаживание РУ через второй контур, отдельные сценарии ТА рассматриваются в ЭС «расхолаживание РУ через первый контур до «холодного» состояния», «разборка реактора», «ремонт петель ГЦК», «сборка реактора». Для ВВЭР-1000/В-338 среди эксплуатационных состояний, главным образом, рассматривается работа на мощности и «расхолаживание РУ через первый контур», в меньшей степени – «расхолаживание РУ через первый контур», в меньшей степени – «расхолаживание РУ через второй контур», в меньшей степени – проверка плотности первого контура». Для ВВЭР-ТОИ в основном рассматриваются аварии при работе на мощности, а также в ЭС «разборка реактора». В целом, сценарии ТА при работе на мощности составляют основу детерминистической поддержки ВАБ-2, но всегда перечень рассматриваемых сценариев включает также разнообразные ЭС РУ в стояночном режиме.

На исходное событие накладываются отказы систем безопасности или их элементов. При этом отказы могут комбинироваться в различных вариантах, а также быть полными (отказали все каналы систем безопасности) или частичными (один канал остаётся работоспособным). Рассматриваются отказы следующих систем безопасности, полные или частичные:

- Системы охлаждения а.з. (САОЗ ВД/НД, ГЕ, ГЕ-2, ГЕ-3, охлаждение по ЛПР);

- Спринклерная система;

– Незакрытие арматуры и паросбросных устройств второго контура (БЗОК, БРУ);

– Системы подпитки или теплоотвода от ПГ - САР ПГ (АПЭН), СПОТ ПГ;

- CAΓ;

– АЗ и система аварийного ввода бора;

– Системы альтернативного электропитания и подпитки (ДГ, ПДГУ, ПНУ).

Отдельно рассматривается состояние ГО – последнего барьера безопасности. В ряде ЭС ГО не изолируется от окружающей среды, но атмосфера под ГО может быть изолирована от окружающей среды в результате проектного закрытия локализующей арматуры. При отказе локализующей арматуры ГО остаётся неплотной. Наконец, ГО может быть байпасирована средой первого контура вследствие исходной течи из трубопроводов первого контура, выходящих за пределы ГО, или вследствие образования наведённых течей из-за условия развития ТА (например, из-за разрыва ТОТ ПГ).

Ещё одним важным атрибутом сценария ТА являются действия оператора. Рассматриваются действия до перехода аварии в ТА, предписанные аварийными инструкциями, а также поздние действия в рамках РУТА, т.е. после начала разрушения а.з. Действия могут быть успешными, ошибочными или отсутствовать.

Отметим, что успешные действия, тем не менее, не предотвращают ТА, но смягчают условия её протекания. Так, например, открытие САГ и ИПУ КД (ПК КО) для снижения давления в первом контуре способствует дренированию воды из ГЕ САОЗ в реактор, обеспечивает поступление воды от работоспособных каналов САОЗ ВД или САОЗ НД, исключает условия для неконтролируемого разрыва ТОТ ПГ с риском байпассирования радиоактивными веществами ГО, исключает условия для разрыва корпуса реактора при высоком давлении с сопутствующим выбросом диспергированного

расплава под ГО. Аналогично, перевод энергоблока в режим расхолаживания через второй контур также способствует снижению давления в первом контуре и на время обеспечивает теплоотвод от первого контура, тем самым выигрывается время для принятия других мер по управлению аварией.

И наоборот, непринятие таких мер при их необходимости или запоздалые меры составляют ошибки оператора. Для ВВЭР-1000/В-320 рассматриваются следующие ошибки оператора, приводящие к ТА или усугубляющие её развитие:

- по снижению давления в первом контуре;

– по переводу в режим расхолаживания через второй контур;

- по изоляции течи и останову САОЗ;

- по закрытию всех БГОК и подключению аварийной питательной воды;
- по организации подпитки первого контура от САОЗ НД, САОЗ ВД и ПНУ;

– по запуску САГ.

Меры по снижению давления в первом контуре или по восстановлению подпитки а.з. могут быть приняты, когда МППП твэлов превышен, и а.з. начала разрушаться. В ряде сценариев эти меры могут быть успешными с точки зрения организации теплоотвода от а.з. и возвращения энергоблока в контролируемое состояние, но тем не менее, ТА фактически произошла, и выброс радиоактивных веществ имел место.

Аналогично ТА в реакторе, для сценариев ТА в БВ в рамках детерминистической поддержки ВАБ-2 рассматриваются различные эксплуатационные состояния (с частичной перегрузкой топлива, с плановой полной или аварийной выгрузкой топлива из а.з.), дополнительные отказы (системы нормальной подпитки, системы охлаждения, спринклерной системы, ДГ, ПНУ), ошибки операторов. В зависимости от конкретного ЭС изменяется нуклидный состав и мощность ОТВ свежевыгруженного топлива. В таблице 2.3 приведены исходные события ТА на ВВЭР, рассматриваемых в ВАБ-2.

Важно, что в сценариях с длительным полным обесточиванием энергоблока тяжёлое повреждение топлива происходит и в активной зоне, и в БВ, причем процессы в реакторе влияют на процессы в БВ. Поскольку мощность ОТВ в а.з. выше, чем в БВ, при ТА в ЭС с соединёнными шахтой реактора, бассейном перегрузки и БВ происходит выкипание массы воды над уровнем дна транспортного коридора до того, как начинается кипение в БВ. То есть, доступная для охлаждения ОТВС масса воды уменьшается. Кроме того, при изолированной ГО из-за более раннего кипения в шахте реактора возрастает давление под ГО, что откладывает начало кипения в БВ. Наконец, при разрушении ГО вследствие взрыва водорода, выделившегсоя при разрушении осушенной а.з., быстро снижается давление под ГО, что также оказывает влияние на процесс осушения БВ. Поэтому сценарии ТА в таких ЭС требуют моделирования в рамках связанного подхода с учётом одновременных процессов в реакторе и в БВ.

Аварийные сценарии, рассматриваемые в ООБ для разработки мер по управлению ТА и оценки радиационных последствий, отличаются от сценариев, формируемых для детерминистической поддержки ВАБ-2, и по комбинациям отказов, и по количеству.

Например, для энергоблока 3 Кольской АЭС (проект ВВЭР-440/В-213) в ОУОБ рассмотрены три сценария ТА:

– Течь Ду160 из холодной нитки ГЦТ (петля с КД) в сочетании с полным обесточиванием в ЭС00, с учётом действий оператора по фиксации БРУ-А в открытом положении через 20 минут после исходного события.

– Течь Ду80 из холодной нитки ГЦТ (петля с КД) в сочетании с отказами систем подпитки первого контура и отключением систем основной и вспомогательной подпитки второго контура, с учётом действий оператора по фиксации БРУ-А в открытом положении через 20 минут после исходного события.

– Большая течь в результате гильотинного разрыва Ду500 холодной нитки ГЦТ у входного патрубка реактора с обесточиванием в ЭС00.

Исходное событие \ Проект	B-320	B-338	B-179	B-187	B-392M	ТОИ
Большие течи внутри ГО	Ду500	Ду150	_	Ду850	Ду850	Ду850
Малые течи внутри ГО	Ду10, Ду25, Ду50	Ду50	Ду 20	Ду40	Ду70	Ду60
Непреднамеренное открытие ИПУ КД	+	_	_	_	_	_
Течи из холодной нитки ГЦТ за пределы ГО	Ду100	Ду100,	-	+	-	-
		Ду200				
Межконтурные течи (разрыв ТОТ ПГ или коллектора ПГ)	Ду13, Ду43, Ду100	_	Ду 38	Ду43	Ду43	Ду100
Ложное открытие БРУ-А с последующей непосадкой	+	_	_	_	_	_
Течь паропровода одного ПГ	Ду150	Ду500	+ (вне	—	_	—
	под ГО	под ГО	СЛА)			
Потеря внешнего электроснабжения	+	+	+	+	+	+
Отказ канала САОЗ НД, работавшего по ЛПР или ЛРР	+	_	+	_	+	_
Течь трубопроводов питательной воды	+	_	_	_	_	_
Потеря технической воды	+	_	_	+	_	_
Административный холодный останов	+	+	_	—	_	_
Стоп-расход (закрытие всех ГЗЗ)	н/п*	+	_	—	н/п	н/п
Разрыв корпуса ПГ	-	+	-	-	_	_
Непреднамеренное закрытие СРК турбины	-	-	-	+	+	+

Таблица 2.2 – Примеры исходных событий ТА в РУ, рассматриваемых в рамках детерминистической поддержки ВАБ-2

\* н/п - неприменимо

Таблица 2.3 – Примеры исходных событий ТА в БВ, рассматриваемых в рамках детерминистической поддержки ВАБ-2

Исходное событие \ Проект РУ	320	338	179	187	ТОИ
Течь облицовки	Ду32	Ду32	_	Ду15	Ду15
Длительная потеря внешнего электроснабжения	+	_	+	_	+
Передренирование	_	+	-	_	_
Разрыв трубопровода охлаждения БВ вне ГО	_	_	+	_	_
Потеря технической воды	_	_	_	+	+

За рубежом для проекта BBЭP-440/B-213 (АЭС «Моховце») также рассмотрена TA на BBЭP-440/B-213 в стояночном режиме [27]. Моделируемый сценарий – «Ошибочное передренирование реактора при подготовке к снятию крышки» в ЭС спустя 5 дней после останова реактора. Предполагается, что вследствие ошибочных измерений уровня воды в корпусе реактора уровень воды падает ниже выходных патрубков, что вызывает разрыв контура естественной циркуляции в ГЦТ и к потере теплоотвода ко второму контуру. Обоснованием выбора этого сценария для анализа являлась относительно высокая частота согласно результатам ВАБ-1.

В настоящее время перечни ТА, рассматриваемые для разработки РУТА, существенно расширяются в направлении охвата большего спектра опасных состояний, создающих риск разрушения ГО и раннего радиоактивного выброса. В частности, для актуализации ОУОБ и получения лицензии на период дополнительного срока эксплуатации энергоблока 4 Балаковской АЭС (В-320) рассмотрен значительно более представительный перечень спектр ТА [28], чем ранее. Расширение области анализа аварийных состояний энергоблока выполнено как за счёт большего количества инициирующих событий и вариаций дополнительных отказов, так и за счёт разнообразия эксплутационных состояний, см. таблицу 2.4. В частности, в аварии с полным обесточиванием учитывается протекание ТА одновременно в реакторе и в БВ с учётом взаимного влияния процессов.

Таблица 2.4 – Пер	речень ТА,	рассматриваемый	при ј	разработке	РУТА	для з	энергоблока	4
Балаковской АЭС								

Работа на мощности	Стояночный	Стояночный режим
	режим (РУ+БВ)	(БВ)
Длительное полное обесточивание до перехода	Длительное	Длительное полное
аварии в тяжёлую стадию, со срабатываением	полное	обесточивание в ЭС с
АЗ, с полным и частичным отказом АЗ	обесточивание	полной выгрузкой а.з.
Разрыв паропровода ПГ с отказом изоляции	-	_
аварийного ПГ внутри ГО		
Разрыв паропровода ПГ с отказом изоляции	-	-
аварийного ПГ за пределами ГО, с полным и		
частичным отказом АЗ		
Течи Ду13, Ду 52, Ду 63, Ду100 из первого	-	-
контура во второй с неизоляцией места течи, с		
наложением полного обесточивания или с		
сохранением электропитания, с отказом или		
без отказа БРУ-А на закрытие		
Большие течи в диапазоне от Ду100 до Ду850	-	_
из первого контура во второй (с неизоляцией		
места течи, с изоляцией места течи)		

Расчетные исследования ТА для проекта B-491 (Ленинградская АЭС-2) в рамках ООБ также рассматривают достаточно широкий перечень сценариев (таблица 2.5). Этот перечень формирует представительный спектр нагрузок на ГО и источников расплава для УЛР, но не включает, например, сценарии ТА с байпассированием ГО, которые могут приводить к большому раннему выбросу радиоактивных веществ.

Важным недостатком современного подхода к выбору представительных сценариев ТА на ВВЭР остаётся методический разрыв между детерминистическими расчётами в поддержку ВАБ и детерминистическими расчётами в рамках ООБ. Если в случае ВАБ-2 имеется обоснование выбора анализируемых сценариев ТА, то в ООБ такое обоснование обычно явно не приводится, что не позволяет сделать вывод о достаточной представительности выполненных исследований безопасности РУ.

Таблица 2.5 – Переченв 174, рассматриваем	івій в ООБ для лепипі радской А	
Работа на мощности	Стояночный режим (РУ)	Стояночный
		режим (БВ)
Двусторонний разрыв холодной нитки	Потеря теплоотвода	_
ГЦТ (Ду 850) с отказом активных САОЗ	системами JNA-JNG в	
и спринклерных насосов	режиме планового	
	расхолаживания реактора с	
	открытой крышкой и отказом	
	системы JMN	
Отрыв дыхательного трубопровода КД	Потеря теплоотвода в режиме	-
(Ду346) с отказом активных САОЗ и	планового расхолаживания	
работой спринклерной системы	реактора с плотным контуром	
Большая течь Ду 279 из входной камеры	_	_
реактора (обрыв трубопровода ГЕ САОЗ)		
с отказом активной части САОЗ		
Малая течь Ду 80 из холодной нитки ГЦТ	_	_
с отказом активных САОЗ (*)		
Малая течь Ду 40 из холодной нитки ГЦТ	_	_
с отказом активных САОЗ (*)		

Таблица 2.5 – Перечень ТА, рассматриваемый в ООБ для Ленинградской АЭС-2

(\*) - с учётом полной или частичной работы СПОТ ПГ и СПОТ ГО

# 2.2.3 Представительные ТА с точки зрения водородной взрывобезопасности

Рассмотрим методические основы выбора сценариев ТА, использовавшиеся автором для задач исследования водородной взрывобезопасности при ТА в рамках совместных работ с АО «ВНИИАЭС» в 2019-2021 гг. В данном контексте задачей формирования перечня ТА является поиск наихудших условий в отношении водородной взрывобезопасности.

Определяющими механизмами для образования водорода при ТА являются процессы окисления паром металлических компонент а.з. и внутрикорпусных устройств (циркония, стали, B<sub>4</sub>C) на внутрикорпусной стадии аварии и процесс окисления паром металлических компонент расплава (Zr, сталь) при его взаимодействии с бетоном на внекорпусной стадии аварии. Соответственно, основные места образования водорода определяются наложением четырёх условий:

- 1) расположение в одной области большой массы металлических компонент;
- 2) значительное тепловыделение;
- 3) доступ водяного пара к металлическим компонентам;
- 4) достаточно развитая поверхность химического взаимодействия.

Этим условиям соответствует:

1) активная зона (как в стержневой геометрии, так и в виде пористого дебриса или ванны расплава);

2) нижняя часть корпуса реактора (после перемещения в неё ванны расплава);

3) бассейн выдержки (в стержневой геометрии, в виде пористого дебриса или ванны расплава);

4) пол бетонной шахты с растекшимся расплавом кориума (развитая поверхность взаимодействия металлических компонент с паром обеспечивается барботажем пузырей пара, выделяющегося из бетона, через расплав).

Таким образом, представительные сценарии ТА должны включать не только сценарии с разрушением активной зоны и перемещением расплава на пол бетонной

шахты, но и аналогичные сценарии в БВ. На АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-1300 выход водорода из УЛР незначителен относительно других источников. Однако УЛР является источником большой массы пара, приводящего к разбавлению водорода в объёме под ГО, развитию конвективных потоков, способствующих перемешиванию атмосферы, а также к повышению давления под ГО. Поэтому стадия удержания расплава в УЛР также должна учитываться при выборе сценариев ТА, представительных с точки зрения водородной взрывобезопасности.

Второй важный критерий представительности сценариев ТА для задач водородной взрывобезопасности – это учёт ТА, рассматриваемых в анализах безопасности АЭС с ВВЭР. Детерминистические расчёты ТА выполняются в рамках подготовки ПООБ или ОООБ, а также в рамках поддержки ВАБ уровня 2 (см. предыдущий параграф).

Третий критерий заключается в обеспечении широкого охвата возможных параметров источников водорода в представительных сценариях ТА. Это важно для обеспечения в трёхмерных расчётах по программам CFD класса максимально полной картины возможных вариантов распределения водорода в объёме под ГО.

В работе [29] были рассмотрены следующие параметры источников:

– Интегральный выход водорода под ГО, кг;

– Максимальная скорость поступления водорода под ГО, кг/с;

– Характерная средняя скорость поступления водорода под ГО, кг/с;

– Интервал выхода 90% водорода под ГО, минуты.

Интегральный водорода выход важен для определения максимальной концентрации, которая может быть достигнута в отдельном помещении ГО. Средняя характерная скорость поступления водорода под ГО важна для проверки достаточности суммарной или локальной производительности И эффективности размещения рекомбинаторов водорода (ПКРВ) под ГО при ТА. Максимальные скорости могут использоваться для оценки общей стратегии обеспечения водородной взрывобезопасности на АЭС, основанной на использовании комбинации методов в сочетании с действиями персонала (при высоких максимальных скоростях единственным способом избежать опасные режимы быстрого горения является сохранение инертизирующих свойств атмосферы за счет присутствия пара, и в сценариях без обесточивания эти свойства атмосферы могут быть сохранены путем маневрирования работой спринклерной системы). Интервал выхода 90% водорода характеризует время, в течение которого формируется источник водорода.

В работе [29] было рассмотрено три сценария ТА на АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-320:

– Большая течь в результате гильотинного разрыва ГЦТ Ду850 на входе в реактор;

– Средняя течь – разрыв холодной нитки ГЦТ Ду150;

 – Полная потеря всех источников переменного тока, с открытием линии САГ оператором через 1 час после исходного события.

На основании численного моделирования этих аварий было показано:

- характерные средние скорости поступления водорода под ГО сопоставимы и составляют 0,3...0,6 кг/с;

– интегральный выход водорода на внутрикорпусной фазе для классов аварий с «малой течью» теплоносителя и «обесточивание» значительно выше (760 кг), чем для аварий с «большой» и «средней течью» теплоносителя (447 кг и 437 кг соответственно);

– максимальная скорость поступления водорода под ГО выше для аварии с «большой течью» теплоносителя (8 кг/с по сравнению с 0,8 кг/с).

По итогам работ было показано, что перечисленные параметры достаточно полно характеризуют источники водорода, и был сделан важный вывод, что «на внутрикорпусной стадии ЗПА «большая течь» пассивные каталитические рекомбинаторы водорода (ПКРВ) рассмотренных типов из-за недостаточной производительности не позволяют эффективно бороться с большими залповыми выбросами водорода».

С учётом этого опыта и интегральный расход водорода, и скорость его поступления под ГО следует рассматривать в качестве представительных характеристик источников водорода при ТА с истечением теплоносителя под ГО, а в список представительных сценариев ТА включать сценарии с большим интегральным выходом водорода и сценарии с максимальной скоростью поступления водорода под ГО.

Следует отметить, что в работе [29] для анализа распределения водорода в помещениях под ГО использовалась программа для ЭВМ (код) КУПОЛ-М, в которой реализована теплогидравлическая модель с сосредоточенными параметрами. В основе этой модели лежит допущение о полном перемешивании среды в каждой ячейке, моделирующей помещение, что не всегда верно. Действительно, при интенсивном истечении пароводяной или парогазовой смеси из первого контура в помещение формируется циркуляционная петля, почти полносью охватывающая объем помещения. Это создаёт условия для равномерного перемешивания атмосферы и, наоборот, исключает стратификацию водорода в данном помещении. Если начальный импульс истекающей среды мал, перемешивание атмосферы ограничено, и после выхода из первого контура пар и водород распределяются под ГО главным образом под действием сил плавучести. В результате в верхней застойной области помещений с течью или в подкупольном пространстве ГО формируются смеси, обогащенные водородом.

К настоящему времени накоплен богатый экспериментальный материал по процессам, приводящим к неравномерному распределению водорода в атмосфере под ГО (проекты ERCOSAM-SAMARA, HYMERES, HYMERES-2). Таким образом, сценарии со стратификацией должны рассматриваться при анализе водородной взрывобезопасности.

При всплытии струй водорода происходит разбавление водорода за счет вовлечения в струю окружающего воздуха. Чем меньше длина всплытия, тем меньше разбавление. Следовательно, чем выше положение источника водорода под ГО, тем выше покальные концентрации водорода, тем более опасные режимы горения следует ожидать в помещении. Ранее выполненные исследования условий в центральном зале ГО показали, что стабильная стратификация атмосферы возможна в ТА «малая течь Ду25 из горячей нитки с управлением» и «обесточивание с управлением» при истечении пароводородной струи через разрыв мембраны в барботажном баке на АЭС с ВВЭР-1000 [30], а также в тяжелой аварии со снятой крышкой в эксплуатационном сценарии «останов для ремонта» на АЭС с ВВЭР-ТОИ [31]. Оценки основаны на использовании критерия Ханта [32]. Авария со снятой крышкой реактора характеризуется более высоким положением источника. Хотя и ранее не исследованные, сценарии с авариями в БВ также представляют интерес в связи с предположительно низкими расходами водорода и высоким положением источника.

С использованием приведённых критериев отбора сценариев может быть сформулирован следующий общий перечень представительных ТА:

– большая течь теплоносителя в результате гильотинного разрыва холодной нитки на входе в реактор, с наложением полного обесточивания;

– потеря теплоотвода от а.з. в стояночном режиме со снятой крышкой реактора;

– малая течь теплоносителя в диапазоне Ду50–Ду65 из холодной нитки ГЦТ с наложением частичного или полного отказа активной САОЗ, с учётом действий оператора по снижению давления в первом контуре (включение режима расхолаживания через второй контур 30 К/ч, открытие САГ и ИПУ КД);

– разрыв соединительного трубопровода КД с отказом активной части САОЗ;

– некомпенсируемая течь паропроводов (отказ БРУ-А на закрытие), без мер по управлению аварией;

 – течь из бассейна выдержки с отказом системы охлаждения после частичной или полной перегрузки топлива.

Аварии, инициированные гильотинным разрывом ГЦТ и разрывом соединительного трубопровода КД, относятся к классу больших течей и характеризуются

большими расходными характеристиками источника водорода, авария «малая течь» большой интегральной массой водорода. Аварии в бассейне выдержки, со снятой крышкой реактора, а также малая течь формируют набор сценариев, в которых можно ожидать стратификацию водорода. Некомпенсируемая течь паропроводов в условиях полного обесточивания приводит к окислению а.з. при высоком давлении пара и требует реализации мер по снижению давления в первом контуре (открытием линии САГ и ИПУ КД), а при невозможности реализации этих мер может приводить к разрыву соединительного трубопровода КД с образованием течи неопределённого размера (от малой в случае локальной щели до большой в случае гильотинного разрыва).

Важно отметить, что выбранные сценарии предполагают разную конфигурацию источников как по пространственной ориентации (как минимум, горизонтальное или вертикальное направление потока из источника), так и по форме и площади сечения в области истечения. Вариативность геометрии источников определяется многообразием оборудования АЭС, из которых в ходе ТА может выходить водород: рызрывы трубопроводов первого контура разного диаметра, корпус реактора, бетонная шахта, бассейн выдержки. В случае образования течи первого контура в результате полного или частичного разрыва трубопровода истечение водорода происходит преимущественно в горизонтальном направлении. Это обусловлено преобладающей трассировкой ГЦТ и примыкающих трубопроводов. При авариях с плотным первым контуром – например, при полном обесточивании, сброс избыточной энергии осуществляется через ИПУ КД в бакбарботёр. Разрывная мембрана бака-барботёра расположена в вертикальной плоскости, поэтому в авариях этого класса истечение водорода также будет происходить в горизонтальном направлении. С другой стороны, истечение водорода вертикально вверх происходит при осушении и окислении активной зоны во время работы реактора в стояночных эксплуатационных режимах со снятой крышкой реактора, а также при окислении ОТВС в бассейне выдержки. Наконец, взаимодействие расплава с бетоном после вытекания расплава из корпуса реактора также приводит к поступлению горючих газов в бетонную шахту вертикально вверх.

Перечисленные варианты источника водорода характеризуется также разной площадью сечения и формой. Площадь сечения источника важна с точки зрения величины расхода водорода в ГО. Трубопроводы первого контура имеют одинаковую форму сечения (круглую), но разные диаметры: от Ду13 (теплообменные трубы ПГ) до Ду850 (ГЦТ). Разрыв теплообменных труб ПГ не представляет интерес для задач водородной взрывобезопасности, поскольку в этом случае часть или весь водород, образующийся в активной зоне, поступает не под ГО, а за её пределы. Кроме того, аварии со столь малыми течами характеризуются большим временем развития до начала окисления а.з. Более интересны малые течи в диапазоне Ду50 – Ду65. Они могут возникать вследствие частичных разрывов трубопроводов, примыкающих к ГЦТ, или из-за полного разрыва таких трубопроводов в местах за установленными ограничителями течи. При средних течах теплоноситель теряется недостаточно интенсивно, чтобы давление в первом контуре быстро снизилось до уставки начала дренирования ГЕ САОЗ, но достаточно, чтобы относительно рано началось осушение а.з.

При разрыве трубопроводов диаметром свыше 100 мм, в данном случае соединительного трубопровода КД (Ду346) и ГЦТ (Ду850), образуются большие течи теплоносителя. В случае аварии на остановленном реакторе со снятой крышкой площадь сечения, через которое поднимается водород, определяется внутренним диаметром корпуса в области главного разъёма реактора (~ 4 м). Сечение источника водорода, образующегося при взаимодействии расплава с бетоном внутри шахты реактора (кроме проектов с УЛР), т.е. на стадии после разрушения корпуса реактора, определяется диаметром шахты ~6 м. Наконец, в случае массового окисления оболочек твэлов в БВ или, что то же, при взаимодействии расплава с бетонным дном БВ сечение в источнике

водорода может варьироваться от 14 м<sup>2</sup> (осушение одного отсека БВ ВВЭР-1000) до 88 м<sup>2</sup> (осушение БВ ВВЭР-1200).

Рассмотренные геометрические характеристики источников водорода (и окиси углерода в случае взаимодействия расплава с бетоном) сгруппированы в таблице 2.6. Геометрия возможных источников водорода весьма разнообразна, а верхний предел площади сечения превышает нижний на 6 порядков величины.

Таким образом, можно сделать вывод, что выбранные для анализа сценарии TA достаточно представительны с точки зрения максимального охвата основных параметров источников водорода в ГО.

Источник	Ориентация	Площадь сечения, м <sup>2</sup>	Форма сечения
Разрыв ГЦТ или трубопроводов,	горизонтальная	0,0030,6	круглая
примыкающих к ГЦТ			
Корпус со снятой крышкой	вертикальная	13	круглая
Пол бетонной шахты	вертикальная	30	круглая
Бассейн выдержки	вертикальная	1488	квадратная

Таблица 2.6 – Геометрические характеристики источников горючих газов

Отметим, что в перечисленных сценариях предполагался отказ активных систем безопасности. Дополнительно следует ещё рассматривать неблагоприятные последствия от включения в работу спринклерной системы и меры по управлению аварией, направленные на повторный залив осушенных ТВС (или кориума) в а.з. или БВ. При работе спринклерной системы взаимодействие потока капель с парогазовой средой оказывает непосредственное влиние на перемешивание водородных облаков и горение водородсодержащей смеси, поскольку, с одной стороны, происходит конденсация пара на холодных каплях, а с другой стороны, падение капель сопровождается механическим взаимодействием и обменом импульсом с парогазовой смесью. Действия операторов, направленные на залив водой осушенных твэлов или кориума, в определённых условиях могут вызвать интенсивное доокисление циркония, дополнительное тепловыделение и мощный источник водорода, повысив тем самым опасность горения водорода под ГО.

# 2.3 Определение требующих моделирования процессов и явлений

Многообразие и сложный материальный состав объектов энергоблока ВВЭР, требующих моделирования в составе ФММ при расчётном анализе ТА, а также различные условия, в которых происходят технологические и аварийные процессы в этих объектах, в совокупности приводят к необходимости учёта в ФММ большого количества взаимосвязанных физических процессов.

При ТА возникают процессы, относящиеся к теплогидравлике, термомеханике, нейтронной кинетике, физической химии, аэрозольным процессам. Эти процессы влияют друг на друга, причем их взаимодействие носит часто нелинейный характер. С другой стороны, не все процессы одинаково влияют на последствия ТА. Поэтому большую роль играет феноменологический анализ выбранных сценариев ТА, позволяющий выделить из всего многообразия процессов наиболее важные.

В рамках феноменологического анализа выявляются потенциально важные процессы и явления, затем они ранжируются по степени важности для результирующей функции. Параллельно они анализируются и описываются, также определяются взаимные связи между ними. Эффективной методикой такого анализа являются так называемые таблицы определяющих явлений PIRT (Phenomena Identification and Ranking Tables).

Источником информации для определения перечня процессов и явлений являются экспериментальные и аналитические исследования, экспертные оценки, а также опыт имевших место аварий на структурно-подобных АЭС и знания из других отраслей промышленности. Для ВВЭР референтными ТА являются аварии на ТМІ-2 в 1979 г., на АЭС Пакш в 2003 г., на АЭС Фукусима-1 в 2011 г.

В рамках методики PIRT для каждого рассматриваемого процесса или явления выполняется экспертная оценка его важности с точки зрения решаемой задачи (целевого параметра) и степень изученности (уровень знаний). Шкала важности процесса определяет его приоритет для моделирования, а степень изученности – потребности в дополнительных экспериментах.

Таким образом, на первом этапе создания ФММ энергоблока ВВЭР также выполняется феноменологический анализ ожидаемых условий и состояний, которые будут формироваться в ходе ТА, и через которые будет проходить энергоблок в ходе аварии, от исходного события до контролируемого квазистационарного состояния (в зависимости от решаемой задачи – от нескольких часов до нескольких недель после начала аварии). Феноменологический анализ неразрывно связан с представительными сценариями ТА.

Подавляющее количество сценариев TA, рассматриваемых в практике анализа безопасности энергоблоков ВВЭР при TA, сопровождается срабатыванием A3 практически одновременно с возникновением исходного события аварии. Следствием срабатывания A3 является прекращение цепной реакции деления топлива и, следовательно, нейтронной составляющей тепловыделения. В сценариях без срабатывания аварийной защиты (ATWS) большую роль играют обратные связи между реакцией деления ядер топлива и теплогидравлическими параметрами в а.з. Как было отмечено выше, реактивностные аварии, сопровождающиеся резким всплеском реактивности и мощности тепловыделения в а.з., имеют очень короткое характерное время до разрушения топлива, что не позволяет разработать меры по управлению такими авариями. Поэтому в практике анализа TA они не рассматриваются.

В соответствии с проектной логикой в самом начале аварий происходит изолирование турбогенераторов от РУ путём закрытия СРК, останов и выбег ГЦНА. В результате прекращается нормальная подпитка ПГ водой, а течение теплоносителя по первому контуру переходит в режим естественной циркуляции.

Поскольку необходимым условием тяжёлой аварии является потеря теплоотвода от твэлов, все анализируемые сценарии характеризуются осушением активной зоны. Осушение а.з. происходит в результате потери теплоносителя как вследствие его выброса из первого контура из-за большого перепада давления с объёмом под ГО, так и в результате выкипания за счёт продолжающегося тепловыделения в топливе, определяемого радиоактивным распадом продуктов деления (остаточным тепловыделением топлива, ОТВ).

В ходе развития тяжёлой аварии можно выделить следующие феноменологические стадии, характеризующие последовательные состояния энергоблока и его основных элементов, тепловые и радиационные условия:

– Начальная стадия (до превышения МППП твэлов);

– Стадия начала разрушения активной зоны (от момента превышения МППП твэлов но потери стержневой геометрии а.з.);

– Поздняя стадия разрушения а.з. (от момента потери геометрии а.з. до перемещения расплава в НКР);

 Стадия удержания расплава в корпусе реактора (от перемещения всего расплава в НКР до разрушения корпуса реактора);

– Внекорпусная стадия (от начала вытекания расплава из корпуса реактора в бетонную шахту).

Отказ ГО и начало интенсивного выброса радиоактивных веществ может произойти на любой из стадий. Время отказа ГО определяется её исходным состоянием и механизмами её нагружения в ходе ТА. Наиболее ранний момент начала радиоактивного

выброса происходит в сценариях аварий с отказом изолирующей арматуры ГО, сразу после разрыва оболочек твэлов.

В некоторых сценариях необходимо также учитывать процессы в БВ – отдельно от процессов в РУ или совместно, это зависит от рассматриваемого эксплуатационного состояния.

Феноменологические знания, которые приводятся в следующих параграфах, являются результатом аналитического обобщения теоретических, расчётных и экспериментальных работ, выполнявшихся применительно к BBЭР российскими экспертами и научными группами, исследований в области безопасности реакторов PWR и BWR за рубежом, а также исследований в области TA BBЭP, проводившихся в последние 15 лет автором или под его руководством в ИБРАЭ РАН.

# 2.3.1 Начальная стадия ТА (до превышения МПП)

Под начальной стадией тяжёлых аварий подразумевается интервал времени от исходного события до превышения максимального проектного предела повреждения твэлов, чаще всего – температурного критерия 1200 °С. На начальной стадии протекают теплогидравлические процессы в РУ (или БВ) и под ГО, а также термомеханические и физико-химические процессы в оболочках твэлов.

Основные процессы на начальной стадии ТА соответствуют теплогидравлическим процессам при проектных авариях. Применительно к РУ ВВЭР-1000 перечень таких процессов для проектных аварий [33] был составлен в конце 1990-х гг. в результате работы международной рабочей группы ОЭСР с участием ведущих специалистов российских организаций. Позднее этот перечень был актуализирован в работах [34], [35].

Современные тяжелоаварийные интегральные коды содержат теплогидравлические модели, но эти модели отличаются от системных теплогидравлических кодов рядом упрощений и поэтому не предназначены для анализа нарушений условий нормальной эксплуатации или проектных аварий. Специфика TA, выявленная на основе многочисленных расчетов для реакторных установок, позволяет снизить уровень требований к детальности моделирования некоторых теплогидравлических явлений и процессов. Ряд явлений в матрицах ОЭСР играет несущественную роль при TA.

Еще одним обстоятельством, которое требует учёта в части теплогидравлических процессов на РУ ВВЭР, является то, что для АЭС с ВВЭР нового поколения с пассивными системами (АЭС-2006, ТОИ) вне зависимости от размера течи имеет место не только весь спектр рассматриваемых для ВВЭР-1000 или ВВЭР-440 процессов, но и ряд специфичных явлений, таких как подсос неконденсируемого газа из защитной оболочки, его транспорт по первому контуру, и др.

На основе отмеченных особенностей был актуализирован перечень наиболее важных процессов и явлений, определяющих состояние РУ перед переходом аварии в тяжелую стадию. Далее приводится краткий обзор этих процессов и явлений с оценкой их важности для учёта при моделировании ТА.

# 2.3.1.1 Реактивностные эффекты

После срабатывания аварийной защиты реактора нейтронный поток в активной зоне резко уменьшается, но сохраняется в течение нескольких минут вследствие продолжающегося деления ядер топлива. Относительная доля этой мощности в общем тепловыделении невелика (~5%).

С ростом паросодержания в а.з. и, соответственно, уменьшением плотности теплоносителя происходит снижение нейтронной мощности а.з. за счёт обратных связей по реактивности. Но возможна и обратная ситуация, когда в активную зону приходит более холодный теплоноситель, и тогда нейтронная мощность возрастает. Это может происходить, например, в авариях с неотсекаемым разрывом трубопроводов свежего пара и несрабатыванием системы аварийной подпитки ПГ, в результате чего давление второго контура и, соответственно, температура насыщения котловой воды резко падают, а теплоотвод от теплоносителя ко второму контуру на некоторое время возрастает. Таким образом, нейтронно-физические процессы в а.з. могут оказывать влияние на развитие начальной стадии аварии, поскольку участвуют в определении тепловой мощности в а.з., и при этом они зависят от теплогидравлических условий в а.з.

# 2.3.1.2 Накопление продуктов деления в топливе и их выход в газовый зазор твэлов

В ходе топливной кампании в топливе происходит наработка разнообразных актиноидов и продуктов деления (ПД) топлива. Основную часть ПД составляют стабильные ПД. Их роль в процессе разрушения активной зоны при тяжёлой аварии заключается в формировании термодинамически равновесных состояний и определении химических соединений радиоактивных веществ. Относительная доля в топливе радиоактивных ПД невелика, однако они определяют уровень остаточного тепловыделения в топливе и потенциальные радиационные последствия тяжёлой аварии.

Накопление благородных газов (ксенон, криптон) приводит к распуханию ядерного топлива и увеличению давления в газовом зазоре твэла в ходе топливной кампании. Накопление газов под оболочкой определяет перепад давления на оболочке в авариях с течью теплоносителя.

В ходе топливной кампании химические состояния ПД могут претерпевать изменения в зависимости от температуры, кислородного потенциала в топливе, выгорания. Так, молибден выпадает, главным образом, в виде металлической фазы, но также образует оксиды. Оксиды ниобия и стронция могут как частично растворяться, так и образовывать преципитаты. От соединений и формы ПД зависит выход ПД из топлива на стадии разогрева топлива.

# 2.3.1.3 Выбег ГЦНА в одно- и двухфазном теплоносителе

В сценариях аварий, приводящих к тяжёлым авариям, в начале аварии происходит отключение ГЦНА – либо одновременно в результате исходного события, либо вскоре после срабатывания АЗ из-за срабатывания уставок защиты. После отключения ГЦНА начинается их выбег, сопровождаемый резким снижением объёма прокачиваемой воды по холодным ниткам ГЦТ и, следовательно, падением расхода на входе в а.з.

В случае двухфазного теплоносителя напорные и расходные характеристики ГЦНА сильно отличаются от характеристик для однофазного теплоносителя. Основными причинами деградации характеристик ГЦНА является сепарация фаз на лопастях под действием центробежных сил, когда движение воды ускоряется, а движение пара или газа относительно замедляется. Также играют роль вихревые течения на входе и выходе ГЦНА. Все эти явления зависят от типа и геометрии насосов.

Характеристики выбега ГЦНА в случае аварии важны во всех сценариях, поскольку даже в остановленном состоянии ГЦНА создаёт гидравлическое сопротивление потоку в режиме естественной циркуляции. Для ГЦНА ВВЭР сохраняется определённый недостаток данных в двухфазной области. Однако в отношении ТА это не критично.

#### 2.3.1.4 Однофазная естественная циркуляция в первом контуре

После останова ГЦНА в сценариях аварий с малой течью теплоносителя или с потерей теплоотвода ко второму контуру в первом контуре устанавливается естественная циркуляция (ЕЦ) теплоносителя, обусловленная разностью гидростатических напоров в подъемном тракте «а.з.–ПГ» и в опускном тракте «ПГ–а.з.». Расход циркуляции определяется перепадом температуры теплоносителя и разностью высотных отметок между а.з. и ПГ.

Естественная циркуляция однофазного теплоносителя в первом контуре играет важную роль в формировании последствий ТА, т.к. на начальной стадии аварии определяет длительность надёжного теплоотвода от активной зоны к ПГ.

# 2.3.1.5 Двухфазная естественная циркуляция в первом контуре

Двухфазная ЕЦ – очень эффективный механизм отвода остаточного тепла от а.з. Образование пара в горячей нитке ГЦТ приводит к росту архимедовой силы, действующей на теплоноситель, вследствие снижения его плотности. Соответственно

увеличивается разность плотностей между горячей и холодной нитками ГЦТ, и возрастает расход воды на входе в а.з.

В зависимости от расхода циркуляции пар, образующийся в а.з., может переноситься и конденсироваться в ПГ или накапливаться под крышкой реактора или в горячих коллекторах ПГ. В первом случае теплоотвод ко второму контуру существенно выше. Расход циркуляции в петлях ГЦТ определяется массой воды в РУ. При снижении массы воды в контуре расход циркуляции падает, вплоть до срыва циркуляции. Срыв или прерывание двухфазной ЕЦ приводит к росту температуры а.з. Двухфазная циркуляция замедляется по мере осушения ПГ, и полностью прекращается после снижения уровня котловой воды до нижних рядов ТОТ ПГ.

Наличие гидрозатвора на горячей нитке ГЦТ в РУ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000/В-338 ограничивает двухфазную ЕЦ, так как водяная пробка в ГЗ препятствует поступлению пара из а.з. в ПГ. В этом случае наблюдается осциллирующее поведение водяной пробки в ГЗ с периодическим прорывом пара в направлении ПГ.

#### 2.3.1.6 Истечение теплоносителя

Истечение теплоносителя в разрыв является одной из важнейших характеристик, определяющих протекание и последствия аварии во всех классах аварий с разгерметизацией первого или второго контуров. Его величина определяет:

– скорость потери воды в первом контуре или котловой воды в ПГ;

– время до начала разогрева активной зоны или до осушения ПГ;

– скорость снижения давления в РУ и, следовательно, время начала работы разных систем безопасности реакторной установки: ГЕ САОЗ, САОЗ НД, САОЗ ВД;

– запас воды в первом контуре при переходе к тяжелой аварии;

– скорость и объём поступающей парогазовой смеси под ГО (давление под ГО).

В сценариях аварий с течью теплоносителя из первого контура или с течью пара из второго контура возникает явление критического истечения. При разрыве трубопровода или сосуда, находящегося под большим внутренним давлением теплоносителя относительно окружающего давления, скорость истечения в разрыв максимальна и определяется условиями вверх по потоку (давление, температура и паросодержание), сечением и профилем разрыва. Критическое истечение не зависит от параметров вниз по потоку (в помещении с течью).

По мере снижения давления в источнике и роста давления в приёмнике расход истекающей среды становится докритическим и начинает определяться перепадом давления по обе стороны от места течи.

Явление истечения хорошо изучено и на разных РУ проявляется одинаково. Следует, однако отметить, что в основном в экспериментах рассматривается истечение однофазного или двухфазного теплоносителя без примеси неконденсирующихся газов (водорода), поскольку на стадии до перехода в ТА генерация этих газов крайне мала. Однако на более поздних стадиях, когда доля водорода в потоке возрастает, следует учитывать существенное различие плотности перегретого пара и водорода. В этом случае скорость падения давления в первом контуре существенно возрастает.

#### 2.3.1.7 Теплообмен в металлоконструкциях и тепловые потери

При резком снижении давления в первом контуре – например, при большой течи теплоносителя, – стенки металлоконструкций РУ за счёт большей интегральной теплоёмкости охлаждаются медленнее, чем теплоноситель. Поэтому температура стенок оказывается выше температуры насыщения теплоносителя, и тепло, накопленное в металлоконструкциях, начинает передаваться теплоносителю. Этот дополнительный источник тепла ускоряет потерю воды в первом контуре.

Тепловые потери с границ первого контура становятся особенно важны на поздних стадиях аварии, когда они становятся соизмеримы с уровнем остаточного тепловыделения в топливе. При ТА часть теплоизоляции может локально разрушаться, усиливая теплопотери в атмосферу под ГО.

# 2.3.1.8 Горизонтальная и вертикальная стратификация фаз

По мере снижения давления в первом контуре температура насыщения также снижается и в какой-то момент достигает температуры воды в верхней части РУ (область под крышкой реактора, горячие нитки ГЦТ, КД с соединительным трубопроводом, верх коллекторов ПГ). При дальнейшем снижении давления в этих областях вода объёмно вскипает, и появляется паровая фаза. Доля пара со временем увеличивается и достигает верха активной зоны.

В зависимости от размера течи и проекта РУ ВВЭР время от исходного события до начала осушения активной зоны может существенно отличаться, от нескольких секунд в случае большой течи на ВВЭР-1000 до нескольких суток в случае течи на ВВЭР-ТОИ.

Теплоотвод от оболочки твэла к теплоносителю в значительной степени зависит от положения уровня воды в активной зоне. Поскольку коэффициент теплоотдачи над уровнем воды значительно ниже, чем под уровнем, разогрев а.з. начинается в осушенной части. Положение уровня в а.з. при авариях с потерей теплоносителя определяется явлением вертикальной стратификации фаз. Явление стратификации фаз в общем случае определяется совокупным действием инерционных и гравитационных сил, а также механических и тепловых процессов: межфазным трением, трением о стенку, межфазным теплообменом. При очень малых скоростях теплоносителя это явление полностью определяется силами тяжести.

Стратификация фаз имеет существенное влияние на поведение таких важных характеристик, как распределение паросодержания, перепад давления в контурах теплоносителя, теплообмен со стенками, межфазный теплообмен и межфазное трение.

Вертикальная стратификация фаз имеет место также в опускном участке реактора. В этом случае в авариях «большая течь» она влияет на скорость потери воды из первого контура вследствие уноса капель в разрыв на холодной нитке ГЦТ, на потери давления в тракте до места разрыва и на величину критического потока на поверхности твэлов на стадии быстрого истечения теплоносителя.

При авариях с разрывом горячей нитки ГЦТ большое значение имеет положение уровня теплоносителя в сборной камере реактора, поскольку это оказывает существенное влияние на потерю водяной фазы через разрыв первого контура.

Также на распределение водяной и газовой фаз в потоке теплоносителя в разрыв влияет расслоение в горизонтальных трубопроводах в окрестности места течи. В этом случае говорят о горизонтальной стратификации фаз.

Явление стратификации проявляется и на стадии повторного залива активной зоны. Положение уровня воды в опускном участке реактора определяет гидростатический напор и расход поступления воды в активную зону снизу. А неравномерное распределение паросодержания по активной зоне при комбинированной подаче воды в СКР и в опускной участок в сценариях типа «большая течь» определяет эффективность повторного залива активной зоны водой.

По мере осушения горячих ниток образуется уровень двухфазной смеси в горячем коллекторе ПГ. Это приводит к различным условиям на входе в теплообменные трубки ПГ: в осушенной области в них поступает пар, в под уровнем уровня – вода. Это, в свою очередь, может оказывать влияние на циркуляцию теплоносителя по теплообменным трубкам и на интегральную теплоотводящую способность ПГ.

# 2.3.1.9 Тепловыделение в активной зоне

На начальной стадии, когда температуры твэлов относительно невелики (менее 1200 °C), скорость разогрева а.з. определяется уровнем остаточного тепловыделения и динамикой его изменения в а.з. При дальнейшем разогреве (более 1200 °C) скорость роста температуры в значительной степени связана с пароциркониевой реакцией. По достижению температуры 1200 °C энерговыделение от пароциркониевой реакции становится сопоставимым с остаточным энерговыделением, а с увеличением температуры является доминирующим, темп разогрева приобретает нелинейный характер и возрастает

на порядок. Удельное химическое тепловыделение в общем случае зависит от температуры окисляемой поверхности и используемого сплава Zr.

## 2.3.1.10 Теплоообмен в активной зоне

Это явление включает в себя множество процессов, охватывая всю кривую кипения, от кипения недогретого теплоносителя до закризисного теплообмена. Теплообмен в а.з. принято разделять на теплообмен в затопленной а.з. и теплообмен в частично осушенной а.з.

Теплообмен в затопленной а.з. характерен для начальной стадии аварий с потерей теплоносителя и включает механизмы конвективного теплоотвода и пузырькового кипения недогретого теплоносителя, а также развитое пузырьковое кипение. Развитый пузырьковый режим кипения обеспечивает надёжный теплоотвод от твэлов. С точки зрения анализа безопасности РУ он важен для определения начальных условий для моделирования стадии осушения активной зоны.

Теплообмен в частично осушенной а.з. характеризуется образованием в пределах а.з. уровня пароводяной смеси, над которым присутствует только водяной пар, и поэтому существенно ухудшаются условия для теплоотвода от твэлов. Под уровнем происходит развитое пузырьковое кипение, что обеспечивает надёжный теплоотвод от твэлов. Образование физического уровня в а.з. наблюдается в сценариях либо с постепенной потерей воды вследствие выпаривания и уноса паром (например, в сценариях с потерей теплоотвода ко второму контуру и регулярным срабатыванием ИПУ КД или в сценариях со снятой крышкой реактора в стояночном режиме), либо в сценариях с выдавливанием воды из а.з. вследствие роста перепада давления между СКР и опускным участком. Последнее явление возникает в случае малой течи на холодной нитке, когда гидрозатворы (ГЗ) холодных ниток полностью заполнены, и генерируемый в а.з. пар практически заперт между активной зоной и ГЗ. Поскольку гидростатическое давление в ГЗ и опускном участке реактора выше, чем в а.з., вода выдавливается паром из а.з. в холодные нитки.

Разогрев активной зоны при уровне мощности, соответствующем остаточному тепловыделению в топливе, начинается не раньше, чем весовой уровень в корпусе реактора достигнет половины высоты активной зоны. Это связано с тем, что интенсивный поток пара, образующегося в затопленной части активной зоны, уносит вместе с собой капли воды, которая по пути осаждается на стенках твэлов и способствует их охлаждению. Разогрев начинается, когда массы уносимой воды с уровня уже недостаточно для охлаждения верхней осушенной части активной зоны. На начальном этапе характерная скорость разогрева составляет величину порядка 1 К/с.

Теплообмен в частично осушенной а.з. включает процессы развитого пузырькового кипения, кризиса теплоотдачи, закризисного теплообмена и теплообмена излучением.

После начала развитого пузырькового кипения значение перегрева обогреваемой стенки относительно температуры насыщения воды при данном давлении в канале не меняется вплоть до наступления кризиса теплоотдачи. В результате попадания в кризис температура оболочек твэлов резко возрастает.

В закризисном режиме теплообмена охлаждение твэлов происходит за счёт конвективного движения пара вдоль стенки и теплового излучения, в том числе к жидкому ядру потока или к каплям воды в паровом ядре потока, в зависимости от рода кризиса. В случае кризиса первого рода в конце обогреваемого участка сохраняется плёночный (закризисный) режим теплообмена, а скорость разогрева твэла ограничивается теплообменом излучением от стенки к ядру потока.

Отвод тепла от твэлов за счет излучения приобретает большое значение при температурах оболочек твэлов, превышающих температуру насыщения на 200 К, и начинает сказываться уже при температурах свыше 400 К. Это явление важно для правильного расчета температурного режима оболочки твэлов.

## 2.3.1.11 Набухание уровня воды и унос капель воды в а.з.

В процессе осушения активной зоны образуется уровень пароводяной смеси, под которым происходит кипение теплоносителя. Набухание уровня из-за образования паровых пузырей под уровнем увеличивает долю а.з., эффективно смачиваемую водой. В случае достаточно интенсивного кипения образующийся пар может уносить с поверхности испарения капли воды, что ускоряет осушение а.з. Явление уноса капель воды паром, образующимся при кипении, также имеет большое значение для эффективности мер по повторному заливу а.з. водой САОЗ.

# 2.3.1.12 Осаждение капель воды в а.з. и СКР

Капли воды, уносимые паром, в свою очередь, выпадают из потока и осаждаются в местах затеснения или, наоборот, резкого расширения потока. Осаждение капель воды из пароводяного потока может происходить в активной зоне, СКР или за пределами реактора. Механизм осаждения капель определяется действием гравитационных и инерционных сил и особенно явно проявляется, когда пароводяной поток замедляется вследствие увеличения проходного сечения канала, изменения направления движения изза наличия препятствий или поворота канала, ударения потока о препятствия. Часть капель может осаждаться из потока при ударении о стенки ВКУ в СКР.

Капли воды, покинувшие поток пара, могут накапливаться и образовывать локальные бассейны в активной зоне и в СКР, которые служат дополнительным источником воды для охлаждения а.з., помимо воды САОЗ, и способствуют охлаждению ТВС в области ДР и головок. Процесс осаждения капель связан с межфазным трением в потоке, поэтому интенсивность осаждения зависит также и от режима течения.

Поскольку осаждение капель непосредственно приводит к улучшению условий охлаждения твэлов и ВКУ, это явление играет важную роль в развитии аварий с потерей теплоносителя.

# 2.3.1.13 Теплообмен в теплообменных трубках ПГ

В авариях с малой течью теплоносителя, с полным обесточиванием энергоблока или с разрывом паропроводов существенную роль на начальной стадии играет теплоотвод от первого контура ко второму контуру в ПГ. Отвод тепла во второй контур уменьшает долю тепловыделения в а.з., которая расходуется на испарение теплоносителя, уменьшает давление в первом контуре, и тем самым снижает потерю теплоносителя в разрыв. Контролируемое испарение котловой воды в ПГ (подпиткой водой от систем безопасности и сбросом пара через БРУ-А) является важным механизмом аварийного охлаждения а.з. ВВЭР-1000 и определено в аварийных инструкциях. На РУ с ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ охлаждение через второй контур реализуется без потери котловой воды, при помощи пассивной системы отвода тепла от ПГ (СПОТ ПГ) к конечному поглотителю.

Теплоотвод от первого контура ко второму со стороны теплоносителя осуществляется в теплообменных трубах (ТОТ) ПГ и определяется механизмами конвекции (вынужденной и естественной) и конденсации пара (в том числе, в присутствии неконденсирующихся газов).

Конденсация пара представляет собой очень эффективный механизм теплоотвода от первого контура. Теплообмен при конденсации пара возникает при поступлении в ПГ пароводяной смеси или чистого пара на стадии естественной циркуляции теплоносителя по первому контуру. В этом случае давление во втором контуре меньше, чем давление в первом контуре и, соответственно, температура теплообменной поверхности ниже температуры насыщения теплоносителя. Тонкая плёнка конденсата, образующаяся в теплообменных трубках ПГ ВВЭР, постоянно удаляется из трубок за счёт слабого уклона трубок в сторону коллекторов ПГ, что поддерживает конденсацию следующих порций поступающего пара. При этом интенсивность конденсации зависит от недогрева внутренней поверхности трубок ДО насыщения ОТ наличия в трубках И неконденсирующихся газов. Подобный режим теплоотвода может продолжаться длительное время даже без циркуляции теплоносителя по первому контуру. В

англоязычной терминологии он обозначается термином «обратный ток конденсата» (reflux condenser). Этот режим сопровождается противоточным движением фаз в части длины трубок между горячим коллектором и гибом, и спутным движением фаз от гиба к холодному коллектору. То есть, на теплообмен влияет также межфазное трение. Из-за горизонтальной ориентации теплообменной ТОТ ПГ в РУ ВВЭР этот механизм теплообмена выражен гораздо слабее, чем в РУ РWR.

Теплообмен в ТОТ ПГ играет важную роль в сценариях с малыми течами теплоносителя, поскольку в этих сценариях длительное время сохраняется циркуляция пара через ПГ, а сами ПГ определяют теплоотвод от первого контура.

## 2.3.1.14 Теплообмен в ПГ со стороны второго контура

Длительность отвода тепла через ПГ зависит от доли поверхности ТОТ, участвующей в теплообмене с котловой водой ПГ. При авариях в отсутствие достаточной подпитки ПГ водой тепловой поток от теплоносителя первого контура вызывает постепенное выкипание воды из ПГ и осушение рядов ТОТ. Соответственно, площадь поверхности теплообмена снижается, и большая часть тепловыделения а.з. расходуется на нагрев и испарение теплоносителя. Сопутствующий рост давления в первом контуре ускоряет потерю теплоносителя.

В процессе теплообмена с котловой водой важную роль играет кратность циркуляции пароводяной смеси в режиме естественной конвекции. В ПГ ВВЭР восходящий поток смеси формируется в межтрубном пространстве пакетов труб, а в межпакетных зазорах и между пучком теплообменных труб и корпусом ПГ происходит охлаждение и нисходящее течение воды, с захватом части пузырей из восходящего потока. Интенсивная циркуляция пароводяной смеси обеспечивает высокий коэффициент теплоотдачи от трубок и способствует выравниванию распределения температуры по объёму котловой воды. При снижении уровня котловой воды интенсивность циркуляции также снижается из-за уменьшения разницы гидростатических напоров в подъёмном и опускном участках..

Применительно к ТА учёт теплообмена в ПГ со стороны второго контура важен с точки зрения времени, в течение которого в первом контуре сохраняется естественная циркуляция теплоносителя без существенного разогрева а.з., т.к. это время определяет уровень остаточного тепловыделения в а.з. на момент перехода аварии в тяжёлую стадию.

#### 2.3.1.15 Набухание уровня воды и унос капель воды в ПГ

В ПГ ВВЭР наблюдается сложная многомерная картина течения котловой воды. Вследствие непрерывного парообразования на поверхности ТОТ и барботажа пара происходит так называемое «набухание» уровня котловой воды. Барботаж пара создаёт преобладающее восходящее движение пароводяной смеси внутри трубных пакетов. По мере выпаривания котловой воды во время аварий даже верхние, осушенные ряды ТОТ при достаточно сильном парообразовании интенсивно смачиваются каплями воды, которые уносятся с зеркала испарения паром. Таким образом, эти трубки могут продолжать отводить тепло от первого контура. В этой связи явление набухания уровня котловой воды и унос капель важны для аварий, сопровождающихся длительной ЕЦ теплоносителя в первом контуре и теплоотводом ко второму контуру.

#### 2.3.1.16 Влияние неконденсирующегося газа

Присутствие неконденсирующихся газов в первом контуре влияет на механическое и тепловое поведение теплоносителя. В РУ ВВЭР неконденсирующиеся газы (преимущественно N<sub>2</sub> и H<sub>2</sub>, а также воздух) появляются в первом контуре в результате выделения из охлаждающей воды ГЕ САОЗ, вследствие радиолиза воды, в процессе подсоса из-под ГО через сечение разрыва, и при паро-циркониевой реакции в случае разогрева оболочек твэлов.

Влияние азота на механические процессы в теплоносителе связаны с его температурным расширением азота в верхней части опускного участка и СКР и обменом импульсом с водой.

Неконденсирующиеся газы оказывают также влияние газа на теплоотдачу, особенно на процесс конденсации. В горизонтальных ПГ ВВЭР они могут скапливаться в горячем и холодном коллекторах, а их попадание в теплообменные трубки ПГ приводит к ухудшению условий теплоотвода ко второму контуру и снижению интенсивности естественной циркуляции теплоносителя по соответствующей петле.

Влияние неконденсирующихся газов наиболее значимо для сценариев с длительной ЕЦ теплоносителя в первом контуре (в частности, для аварий типа «малая течь», «потеря питательной воды» или «полное обесточивание энергоблока» в РУ ВВЭР-1000, любых ТА аварий с потерей теплоносителя в проектах АЭС-2006, ВВЭР ТОИ с ГЕ-2 и СПОТ ПГ).

#### 2.3.1.17 Очищение гидрозатвора холодных ниток ГЦТ

В РУ ВВЭР часть холодной нитки ГЦТ между холодным коллектором ПГ и ГЦНА образует U-образный изгиб (гидрозатвор, ГЗ). При авариях с течами теплоносителя, когда в петлях присутствует пар, в гидрозатворе может собираться вода, образующая пробку для конвективного течения пара. Пар собирается в горячей нитке и СКР, что приводит к повышению давления в СКР и горячей нитке и вызывает снижение уровня в а.з.

Очищение ГЗ происходит, когда перепад давления между холодной и горячей нитками превышает гидростатический напор восходящей части ГЗ (со стороны ГЦНА). Прорыв пара через ГЗ неаварийной холодной нитки приводит к поступлению большой массы воды в реактор и к восстановлению уровня в активной зоне. В случае, если очищенный ГЗ расположен на аварийной петле, часть воды будет выброшена в разрыв до попадания в реактор.

Степень очищения ГЗ зависит от характеристик пара. Так, в случае малой скорости пара и малого недогрева воды выброс воды из ГЗ будет неполный.

В РУ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000/В-187 ГЗ имеется и на горячей нитке ГЦТ. Эта конструкционная особенность исключает режим теплоотвода от а.з. за счёт обратного стока конденсата из ПГ, так как конденсат не поступает в а.з., а заполняет ГЗ. После заполнения ГЗ уже пар из а.з. не может достигнуть ПГ, т.к. блокируется водяной пробкой в ГЗ. Если течь теплоносителя находится на холодной нитке, вода из ГЗ периодически выбрасывается через ПГ за счёт роста давления в тракте а.з. – ГЗ. Если течь расположена на горячей нитке, пар в ПГ не поступает, и в отсутствие теплоотвода от первого контура над а.з. начинает расти давление, препятствуя началу слива воды из ГЕ САОЗ. Поскольку гидростатический напор двух ГЗ на холодной и горячей нитках превышает напор в реакторе, в этих условиях вода может начать выдавливаться из а.з. в опускной участок и холодные нитки.

Процесс очистки ГЗ имеет большое значение, т.к. приводит к восстановлению уровня теплоносителя в а.з. или к восстановлению циркуляции пара по соответствующей петле. Очищение ГЗ на холодных нитках ГЦТ имеет особое значение в авариях с малой течью из холодной нитки. До тех пор, пока не будет пробита водяная пробка хотя бы в одном из ГЗ, пар из а.з. не достигает места разрыва и накапливается в тракте а.з.–ГЗ. Давление над а.з. остаётся высоким, близким к давлению во втором контуре.

Очищение гидрозатвора важно также и на стадии разрушения а.з. В случае аварий с плотным первым контуром после осушения активной зоны в результате выброса теплоносителя через ИПУ КД циркуляция парогазовой смеси по петлям ГЦТ невозможна, поскольку гидрозатворы заполнены водой. Соответственно, перегретая пароводородная смесь из а.з. выбрасывается по пути «а.з. – СКР – соединительный трубопровод КД – КД – ИПУ КД – ГО». В результате происходит разогрев трубопроводов вдоль этого пути, с возможным разрывом высоким давлением первого контура и образованием течи под ГО. Но в случае, если гидрозатвор на одной из петель пробивается, в период между последовательными открытиями ИПУ КД возобновляется циркуляция парогазовой смеси по соответствующей петле через ПГ. В результате тепло из а.з. переносится в осушенный ПГ, теплообменные трубки разогреваются, и также могут разрушиться внутренним давлением. Но в этом случае истечение будет происходить не под ГО, а за пределы ГО,

т.к. часть паропроводов и паросбросные устройства расположены за границами ГО. Такой сценарий приводит к байпассированию ГО и формированию значительного радиоактивного выброса в окружающую среду при сохранении плотной ГО.

## 2.3.1.18 Продвижение фронта смачивания (вверх и вниз)

восстанавливается Надёжное охлаждение а.з. за счёт eë повторного комбинированного залива водой сверху и снизу. Поступление воды в реактор происходит при срабатывании активных САОЗ или пассивных ГЕ САОЗ (ГЕ-2, ГЕ-3 в проектах ВВЭР-1200/В-392М, ВВЭР-ТОИ). При заливе частично осушенной а.з. постепенно восстанавливается смачивание водой оболочек твэлов, пребывающих в закризисном режиме теплообмена. Смачивание приводит к резкому возрастанию коэффициента теплоотдачи, и оболочки быстро захолаживаются (в англоязычной литературе используется термин «quench»). По мере продвижения фронта воды к центру активной зоны возникает сложная последовательность режимов течения и теплообмена с теплоносителем. По направлению от центра к периферии вдоль ТВС одновременно сосуществуют почти все режимы: конвективной теплоотдачи к пару (в осушенной части а.з.), плёночного кипения, переходного кипения, пузырькового кипения и, наконец, конвективной теплоотдачи к воде.

Максимум температуры а.з. не связан с повторным смачиванием, т.к. снижение температуры происходит раньше непосредственного смачивания, из-за перехода осушенной части а.з. в режим дисперсного течения пароводяной смеси. Кроме потока пара, в охлаждении твэлов участвуют капли воды, уносимые паром при кипении на поверхности нижних, затопленных участков а.з. Они осаждаются на горячих поверхностях и снижают их температуру. Из экспериментов известно, что капли особенно эффективно осаждаются на дистанционирующих решётках, что создаёт несколько локальных фронтов смачивания. Дополнительный вклад в охлаждение области твэлов вниз по потоку от фронта смачивания вносит процесс аксиальной теплопроводности.

Движение фронтов смачивания является важным процессом, так как непосредственно влияет на температуру оболочек твэлов.

#### 2.3.1.19 Байпассирование активной зоны водой САОЗ

При авариях с потерей теплоносителя после снижения давления в первом контуре до уставки начала дренирования ГЕ САОЗ начинается поступление недогретой воды в реактор. Поступление воды ГЕ САОЗ в активную зону осуществляется через опускной участок (т.н. нижний залив) и СКР (верхний залив) и может сопровождаться частичным или даже полным уносом воды в течь. В случае нижнего залива это происходит, если встречный поток пара имеет высокую массовую скорость в вертикальном (например, непосредственно под патрубком аварийной петли) и/или азимутальном (область опускного участка под неаварийными петлями) направлении. Встречный поток пара возникает из-за истечения в разрыв, испарения воды САОЗ при контакте с горячими стенками в СКР или опускном участке. В СКР также имеет место запирание потока воды паром, истекающим из активной зоны через сужения в верхней дистанционирующей решётке а.з. В результате уноса вода САОЗ байпассирует активную зону, никак не участвуя в её охлаждении. Это приводит к отложенному охлаждению и, следовательно, более сильному разогреву а.з.

Известно, что чем больше поперечный масштаб модели СКР и активной зоны на экспериментальной установке или чем большим числом каналов они представлены в расчётном анализе, тем более эффективно проникает вода САОЗ в а.з. из-за большего числа степеней свободы для нисходящего потока воды. В случае реальной геометрии реактора ожидаемые условия для поступления воды в а.з. из СКР благоприятнее, чем даже в крупномасштабных экспериментах.

#### 2.3.1.20 Противоток и ограничение противоточного движения фаз

Вследствие конкурирующих процессов восходящего потока пароводяной смеси, образующейся при кипении воды в затопленной части а.з. или из-за снижения давления в

первом контуре, и нисходящего движения воды, поступающей в СКР из ГЕ САОЗ или КД или образующейся из-за сепарации капель воды в СКР, в области верхней дистанционирующей решётки а.з. может возникать встречное движение (противоток) воды и пара. Фазы пароводяного потока движутся с разными скоростями, ввиду их локального скольжения и распределения фаз в поперечном сечении канала. Возникающее вследствие этого межфазное трение может полностью блокировать стекание воды. Особенно сильно это может проявляться в области сужения проходного сечения каналов (как, например, в области верхней решётки), где скорость пара возрастает.

Капли воды, уносимые паром с зеркала испарения в активной зоне, также тормозят продвижение фронта воды вниз. С другой стороны, конденсация пара на каплях недогретой воды ГЕ САОЗ способствует снижению восходящего потока пара и, соответственно, более глубокому стеканию воды.

Вообще относительное движение фаз имеет место практически везде, где имеется двухфазный поток теплоносителя. От него зависит величина истинного объемного паросодержания, а, следовательно, и такие величины, как перепад давления, скорости теплоносителя, коэффициент теплоотдачи и т.п.

Согласно экспериментальным исследованиям, чем больше поперечный размер области противотока, тем свободнее вода проникает в осушенную область, образуя многомерное поле расходов и паросодержаний.

Явление противотока и ограничения противоточного движения фаз играет важную роль, так как определяет эффективность проникновения в а.з. воды, сохраняющейся или подаваемой в верхнюю часть РУ.

# 2.3.1.21 Работа СПОТ ПГ

Система СПОТ ПГ предназначена для аварийного расхолаживания РУ ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ за счёт длительного (до 24 ч) отвода остаточных тепловыделений реактора через парогенераторы к внешнему конечному поглотителю через теплообменную поверхность в запроектных авариях с потерей всех источников электроснабжения переменного тока. Поскольку теплообмен в ПГ представляет собой самостоятельное явление, описанное выше, здесь он специально не рассматривается, а основное внимание уделяется работе собственно системы СПОТ ПГ.

В проекте В-491 и подобных ему конечным приёмником тепла является водный теплообменная поверхность формируется бассейн, a пучком вертикальных теплообменных труб. В проектах В-392М и ТОИ конечным поглотителем тепла является воздух окружающей среды. В обоих проектах основным механизмом переноса тепла от ПГ к теплообменнику является естественная циркуляция пароводяной смеси по замкнутому тракту «паровой объём ПГ – теплообменник СПОТ – котловая вода ПГ», включающему подъёмный паровой тракт и опускной конденсатный тракт. Определяющим механизмом передачи тепла от  $\Pi\Gamma$  к конечному поглотителю является конденсация пара в теплообменных трубках СПОТ ПГ. Функционирование СПОТ ПГ определяется следующими процессами:

– Конденсация пара в вертикальных и U-образных трубках;

– Межфазное трение в условиях спутного течения пара и конденсата сверху–вниз;

– Трение (воды о стенку, пара о стенку);

– Теплообмен при кипении в большом объёме (В-491);

– Конвективный теплообмен трубки теплообменника с воздухом (В-392М, ТОИ);

– Естественная конвекция воздуха при нагреве (В-392М, ТОИ).

Работа СПОТ ПГ оказывает влияние на теплоотвод от а.з..

#### 2.3.1.22 Работа СПЗАЗ (ГЕ-2)

В авариях с течью теплоносителя на РУ ВВЭР-1200/В-392М и ВВЭР-ТОИ после снижения давления в первом контуре до 1,5 МПа длительное время выполняется подпитка корпуса реактора водой из гидроёмкостей системы пассивного залива активной зоны (СПЗАЗ). Профилированная подача большого объёма воды совместно с работой четырех

каналов СПОТ ПГ позволяет отложить начало разрушения активной зоны на время не менее 1 суток. В проекте ВВЭР-ТОИ дополнительно предусмотрены гидроёмкости третьей ступени (ГЕ-3), увеличивающие запас времени до 3-х суток.

Поскольку для включения СПЗАЗ в работу открываются клапаны на линии, соединяющей вертикальные участки ГЗ со стороны ПГ и свободный объём ГЕ-2, снижение уровня в ГЕ-2 сопровождается подсосом парогазовой смеси из первого контура (в том числе, из холодного коллектора ПГ). Таким образом, положительным эффектом работы СПЗАЗ является также отбор неконденсируемых газов из первого контура.

Фактически, функционирование СПЗАЗ определяется процессом трения воды о стенку сливного трубопровода, трения пара о стенку паровой линии, потерей давления на местных сопротивлениях, конденсацией пара в гидроёмкости и в паровой линии.

## 2.3.1.23 Асимметричное поведение петель ГЦТ

Использование симметричных граничных условий на петлях ГЦТ относительно реактора в идеале предполагает одинаковое поведение петель в ходе аварии. В действительности петли ГЦТ уже в проекте отличаются друг от друга из-за несимметричности соединения линий САОЗ, подключения соединительного трубопровода КД к одное петле. Кроме того, в авариях с потерей теплоносителя постулируемая течь приходится на одну из петель. Эти отличия петель друг от друга приводят к тому, что, например, распределение неконденсирующихся газов и, следовательно, теплоотвод ко второму контуру становятся неоднородными по петлям. Также отличаются расходы и масса воды в петлях, время и номер петли, где происходит очищение гидрозатвора (обычно очищается гидрозатвор на одной петле, на других гидрозатворы остаются заполненными водой).

Асимметрия поведения петель может снижать интегральный теплоотвод ко второму контуру – например, из-за повышенного отравления неконденсирующимися газами одного из ПГ.

### 2.3.1.24 Перемешивание, перенос и осаждение бора

В сценариях ТА с малой течью теплоносителя после срыва естественной циркуляции по петлям ГЦТ пар продолжает поступать и конденсироваться в теплообменных трубках ПГ. Поскольку коэффициент уноса бора паром незначителен, концентрация бора в конденсате, стекающем через холодный коллектор в гидрозатвор, гораздо меньше, чем в основном объёме теплоносителя в реакторе. После очищения гидрозатвора (при росте давления над а.з.) или вследствие начала подпитки первого контура водой с последующим восстановлением циркуляции по петлям ГЦТ в реактор может поступать деборированная вода из гидрозатвора. Это может вызывать рост реактивности и тепловыделения в а.з. При этом, если произошло очищение гидрозатвора, деборированная вода перемешивается с борированной водой уже в опускном участке реактора. Если восстановлена подпитка РУ от активных САОЗ, перемешивание деборированной воды с борированной водой САОЗ происходит сначала в гидрозатворе, а затем и в опускном участке, что снижает положительную реактивность на входе в а.з.

Обратный эффект перемешивания бора возникает, когда в ходе аварии активная зона длительное время находится в режиме кипения – например, в случае подпитки водой от систем безопасности, но циркуляция теплоносителя по первому контуру отсутствует. В этом случае концентрация бора в активной зоне постоянно растёт, поскольку унос бора паром незначителен. По достижении предела растворимости бора в воде при данной температуре бор начинает выпадать в осадок и оседать (упариваться) на поверхностях твэлов. Это может приводить к блокировке проходного сечения TBC, ухудшению условий теплоотвода от твэлов и их разогреву.

Рост концентрации борной кислоты в модели а.з. и модели НКР, а также осаждение и растворение борной кислоты на внутрикорпусных конструкциях наблюдалось через смотровое окно над моделью а.з. в ходе интегрального эксперимента i5.1 на установке

РКL в рамках проекта PLK Phase 4, причем процесс осаждения чётко коррелировал с расходом воды САОЗ НД.

# 2.3.1.25 Деформация и разгерметизация оболочек твэлов

На стадии быстрого истечения теплоносителя в сценариях типа «большая течь» изза двустороннего истечения через гильотинный разрыв холодной нитки ГЦТ в а.з. происходит кратковременная остановка циркуляции теплоносителя. В результате температуры топлива и оболочек твэлов выравниваются, а скорость роста температуры оболочек твэлов определяется запасённым теплом в топливе и достигает нескольких К/с. Вторичный разогрев твэлов наблюдается после полного дренирования ГЕ САОЗ и начала выкипания воды в активной зоне. На этой стадии скорость роста температуры твэлов существенно ниже (порядка 1 К/с) и определяется остаточным тепловыделением.

В ходе разогрева твэлов существенно возрастают нагрузки на оболочки твэлов. Истечение теплоносителя приводит к уменьшению давления с наружной стороны оболочек твэлов, с одной стороны, и к увеличению давления в газовом зазоре за счет разогрева твэла, с другой стороны. При достижении температуры, соответствующей зоне сверхпластичности материала циркония (α-β переход), перепад давления на оболочке может приводить к её локальному раздутию или, в случае аварии на высоком давлении в первом контуре, к обжатию топлива оболочкой. В случае раздутия с превышением предельных напряжений или деформаций происходит разрыв оболочек.

Оболочка твэла является вторым физическим барьером на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду. Разгерметизация (разрыв) оболочек твэлов приводит к выходу продуктов деления топлива в первый контур и к дополнительному снижению ОТВ в твэлах. Поэтому данное явление играет важную роль на начальной стадии ТА.

Первый системный обзор экспериментальных данных по раздутию и разрыву оболочек твэлов из сплавов типа «циркалой» был выполнен в отчёте U.S. NRC NUREG-0630. Деформация разрыва, как отмечается в NUREG-0630, зависит сложным образом от различных переменных (температуры, окружного напряжения, скорости разогрева, локальных неравномерностей температуры, состояния материала, глубины окисления оболочки). В качестве наиболее существенной была выбрана зависимость от температуры и темпа разогрева.

На рисунке 2.1 представлена кривая зависимости деформации разрыва от температуры, полученная из экспериментов REBEKA (ФРГ). Она учитывает влияние темпа разогрева и имеет два характерных пика (горба) в области начала перехода из афазы в  $\alpha+\beta$ -фазу и из  $\alpha+\beta$ -фазы в  $\beta$ -фазу, разделённых локальным минимумом. Наличие впадины объясняется низкой вязкостью смешанной  $\alpha$ - $\beta$ -фазы. При разогреве оболочек менее температуры  $\alpha \rightarrow \beta$  перехода (820 °C) материал оболочек представлен  $\alpha$ -фазой, и момент разрыва определяется напряжениями, вызванными градиентами температуры. Поэтому при высоком темпе разогрева наблюдается ранний (при меньших деформациях) разрыв, а при низких темпах разогрева – более значительные деформации и температуры разрыва.

Скорость нагрева окисленных оболочек оказывает влияние на их прочность. В области температур свыше  $\alpha+\beta\rightarrow\beta$  перехода (950 °C) при высоких скоростях нагрева материал оболочек представлен, в основном, пластичной  $\beta$ -фазой, и разрыв оболочек происходит при больших температурах и окружных деформациях. В случае медленного нагрева  $\beta$ -фаза замещается  $\alpha$ -фазой, стабилизированной кислородом, что снижает пластические свойства оболочек. Разрыв происходит при меньших температурах.



Рисунок 2.1 - Результаты серии тестов на установке REBEKA. Зависимость деформации разрыва от температуры оболочки для различных скоростей нагрева

В области образования смешанных  $\alpha+\beta$  фаз деформации разрыва слабо зависят от темпа разогрева. Это объясняется двумя конкурирующими эффектами. С одной стороны, высокий темп разогрева вызывает большие градиенты температуры и, следовательно, напряжения в оболочке, снижая деформацию разрыва. С другой стороны, при высоком темпе разогрева доля  $\beta$ -фазы меньше, чем при медленном разогреве, и до разрыва оболочки деформируются сильнее.

На основании перечисленных результатов экспериментов составлен перечень основных явлений, влияющих на деформацию до разрыва оболочек твэлов (таблица 2.7).

Явление	Механизм	Влияющие параметры
Азимутальная	Повышенные напряжения	Эффективность переизлучения
неравномерность		Эксцентриситет топливных таблеток
температуры в		Регулярность решётки твэлов
оболочке		Неоднородность температуры по ТВС
Фазовый состав	Вязкость α+β фазы	Свойства сплава оболочки
Образование	Охрупчивание оболочки	Свойства сплава оболочки
оксидных плёнок		
Растрескивание	Неравномерность	Механические свойства оксидной
оксидных плёнок	окисления по толщине и	плёнки
	азимуту оболочки,	
	концентрация напряжений	

Таблица 2.7 – Явления, снижающие деформацию до разрыва оболочек твлов

На основе обзора экспериментальных исследований по раздутию и разрыву оболочек твэлов, проводившихся в разных странах после 1980 г., IRSN в 2005–2006 гг. был выпущен отчёт [36]. В нем были проанализированы тесты на одиночных имитаторах твэлов (ORNL, REBEKA, EDGAR), тесты на пучках (ORNL-MRBT, JAERI), внутриреакторные тесты на пучках (PHEBUS-LOCA) и внутриреакторные тесты на твэлах (PBF-LOC, FR2). Анализ влияния динамических характеристик на деформацию и блокировку в пучках, выполненный на основе наиболее прототипных внутриреакторных тестов PHEBUS-LOCA, позволил выявить и классифицировать по степени влияния следующие характеристики (в порядке убывания): скорость нагрева оболочек; азимутальная неравномерность; кинетика фазового превращения ( $\alpha \rightarrow \beta$ ). Более поздние эксперименты в интегральной постановке проводили в серии QUENCH-LOCA (KIT, ФРГ) и серии IFA-650 на установке HALDEN (с реальными облученными твэлами). Таким

образом, механизмы и определяющие процессы высокотемпературной деформации и разрыва оболочек твэлов на основе зарубежных циркониевых сплавов достаточно хорошо изучены.

Что касается материала оболочек отечественных твэлов, многочисленные эксперименты с оболочками и твэлами ВВЭР проводились в России в НИИАР (на установке МИР), в ВНИИНМ, НИЦ КИ, ОКБ «Гидропресс», ФЭИ, ВИАМ, НПО «Луч», а также в Венгрии (BALL, PUKI, COHYRA). Однако в ряде экспериментов, проводившихся для отечественных оболочек, наблюдаются заметные неопределённости измерений. Как отмечается в статье [37], открыто опубликованные данные об экспериментах не позволяют их использовать для валидации программ для ЭВМ на современном уровне, а подробная информация содержится только во внутренних отчётах организаций. Поэтому применительно к оболочкам из сплавов Э110, Э110М, Э110Г, сохраняется недостаток прецизионных и представительных экспериментов по исследованию термомеханического поведения в условиях аварий на РУ ВВЭР [38], и в особенности интегральных экспериментов.

# 2.3.1.26 Выход ПД из газового зазора

Сразу после разрыва оболочки твэла начинается первая стадия выхода газообразных ПД, затрагивающая межзёренные пузыри в топливной матрице и газы, накопившиеся в газовых зазорах твэлов в ходе топливной кампании. Согласно разным источникам [39], [40], доля выхода благородных газов в газовый зазор твэла составляет от нескольких процентов до 10 % в зависимости от выгорания и мощности топлива.

Доля газообразных ПД, выходящих при разгерметизации твэла, составляет примерно 10%. С точки зрения влияния на развитие аварии этот процесс важен из-за сопутствующего уменьшения мощности ОТВ в твэле из-за выхода из твэла радиоактивных изотопов. Уменьшение мощности ОТВ определяется выходом РБГ (Хе и Kr), галогенов (I) и щелочных металлов (Сs и Rb).

При больших течах теплоносителя массовый разрыв оболочек твэлов с высоким энергонапряжением возможен уже в первые секунды аварии, из-за попадания оболочек в кризис теплообмена. Однако такие твэлы обычно содержат топливо с ещё низким выгоранием, поэтому накопленная в них активность и ОТВ относительно невелики. Максимальный выход активности в первый контур наблюдается при разрыве сильно выгоревших твэлов, то есть, если авария происходит в конце топливной кампании.

Оценки показывают, что мощность ОТВ, уносимая ПД из твэлов со средним выгоранием 34,5 МВт сут/кгU, крайне незначительна и на интервале 15–120 минут после начала аварии составляет всего 0,08-1,15%.

## 2.3.1.27 Фрагментация и перемещение топлива при раздутии оболочки

Топливо с высоким выгоранием при перегреве может фрагментироваться на мелкие части, перемещаться вниз внутри оболочки и накапливаться в области её раздутия в процессе разогрева. В момент разрыва и раскрытия оболочки фрагментрированное топливо может выбрасываться потоком газа в теплоноситель. Такой эффект наблюдался в экспериментах IFA-650.9–IFA-650.11 [41], проводившихся на РУ HALDEN. Эксперты оценивают это явление средней степенью важности, основное беспокойство вызывает низкий уровень знаний. С твэлом ВВЭР (облученный твэл из а.з. ВВЭР-440 Ловииза) был проведён единственный эксперимент IFA-650.11. По итогам проекта ОЭСР FUMAC [41] был сделан вывод о недостатке количественных данных о явлении и о необходимости дополнительных экспериментов с топливом ВВЭР.

### 2.3.2 Стадия начала разрушения активной зоны

Момент превышения оболочками твэлов температуры 1200 °С определяет переход к стадии начала повреждения активной зоны. Эта стадия охватывает состояния активной зоны, в которых сохраняется исходная стержневая геометрия TBC, хотя на этой стадии

может происходить локальное плавление циркония в оболочках твэлов и даже выход металлического расплава в межтвэльное пространство с образованием локальных блокад отдельных каналов.

Хронология тяжёлых аварий с разогревом и плавлением активной зоны РУ ВВЭР, инициированных нарушением отвода тепла от топлива, зависит от многих факторов, таких как размер течи, работоспособность систем безопасности, действия оператора, наложение дополнительных отказов и т.д. Тем не менее, ключевые процессы и явления и их последовательность в основном воспроизводятся во всех представительных сценариях.

Прежде всего, в авариях с нарушением отвода тепла интенсивный разогрев элементов активной зоны начинается лишь после существенного её осушения (в зависимости от мощности ОТВ – от трети до половины высоты а.з.). Если в области относительно низких температур (ниже 1200 °C) скорость разогрева активной зоны определялась уровнем остаточного тепловыделения и существенно зависела от динамики уровня теплоносителя, то при повышении температуры свыше 1200 °C значительный вклад в разогрев а.з. вносит реакция окисления циркониевых элементов паром. Размещение в обогреваемой части а.з. большой массы циркония в составе, главным образом, оболочек твэлов, но также направляющих каналов СУЗ, инструментальных каналов, дистанционирующих решёток, и большая свободная поверхность, формируемая стержневой геометрией а.з., определяют благоприятные условия для обширного окисления паром. Интенсивность реакции окисления зависит от температуры и количества доступного пара в окружающей твэлы атмосфере. Количество доступного пара определяется сценарием аварии, но в любом сценарии тепловой эффект реакции окисления вносит существенный вклад в тепловыделение, и как минимум, соизмерим с уровнем ОТВ.

В результате при температурах свыше 1200 °С в а.з. наблюдается резкая эскалация температур оболочек твэлов, приводящая к быстрому началу плавления металлических элементов. Сначала образуются относительно легкоплавкие смеси U-Zr-O, Fe-Zr, Fe–B. Смесь U-Zr-O под действием силы тяжести перемещается во внутреннем зазоре твэла, некоторое время удерживаясь внешним оксидным слоем, который успел до этого образоваться на поверхности оболочки. Аналогично, смеси Fe-Zr, Fe–B заполняют внутреннее пространство пэлов внутри направляющих каналов СУЗ. После разрушения внешнего оксидного слоя на поверхности оболочек твэлов или локального растворения направляющего канала СУЗ изнутри легкоплавкие смеси вытекают на поверхность и начинают стекать по ней вниз.

Небольшие элементы расплава стекают как отдельные капли, которые, сливаясь между собой, превращаются в ручейки. В процессе стекания капли и ручейки взаимодействуют друг с другом и с окружающими их циркониевыми оболочками. Содержащие U и продукты его деления капли и ручейки могут нагреваться под действием остаточного внутреннего тепловыделения и тепла химической реакции окисления. Значительная часть этой энергии теряется за счет теплового излучения и конвективного теплообмена с окружающими и теплоносителем.

Когда расплав стекает до уровня теплоносителя, он застывает, образуя блокады проходного сечения в ТВС. После снижения уровня теплоносителя застывший расплав вновь разогревается, начинается его окисление и повторное плавление. Однако поскольку расход пара с уровня теплоносителя снижается пропорционально доле активной зоны, остающейся под уровнем, начиная с определённого уровня осушения активной зоны лимитирующим фактором для реакции окисления становится количество пара. Недостаток пара приводит к так называемому «паровому голоданию», снижению скорости окисления и, соответственно, уменьшению генерации водорода. Далее окисление интенсифицируется по мере выпадения расплавленных материалов активной зоны в заполненную водой НКР реактора и выпаривания воды. В конечном счете происходит перемещение массы и энергии расплавленных материалов из верхней части активной зоны в её нижнюю часть. Процесс перемещения расплава сопровождается интенсивным химическим взаимодействием с неразрушенными элементами, приводящим к их растворению и разрушению. В результате разрушения ТВС в активной зоне теряется стержневая геометрия и формируются области так называемого «пористого дебриса» (обломки различных элементов активной зоны) и локальные расплавленные области.

Потеря стержневой геометрии рассматривается в качестве условного окончания стадии разрушения а.з.

Далее описанные характерные явления, происходящие при разрушении активной зоны, будут рассмотрены подробнее.

## 2.3.2.1 Окисление оболочек твэлов паром

Окисление циркониевых оболочек является одним из важнейших явлений, определяющих повреждение твэлов и общий процесс разрушения активной зоны. Окисление циркония является основным источником водорода на внутрикорпусной стадии аварии. Масса и скорость выхода водорода служат исходными данными при обосновании пожаро-взрывобезопасности АЭС.

В условиях высоких температур и неограниченного количества пара окисление оболочек твэлов происходит чрезвычайно интенсивно. Процесс окисления сопровождается выделением значительного количества тепла.

При взаимодействии водяного пара с β-Zr образуется поверхностный слой ZrO<sub>2</sub>, а под ним – оксидный слой α-Zr, стабилизированный кислородом. В условиях неограниченного количества пара кинетика окисления оболочек определяется диффузией пара через оксидный слой к металлической части оболочек.

При авариях типа «малая течь» снижение уровня теплоносителя в активной зоне происходит относительно медленно. В осушенной части продолжается разогрев твэлов, а в смоченной – интенсивное парообразование. В результате оболочки твэлов продолжают интенсивно окисляться, внося дополнительный вклад в разогрев топлива.

В случае промежуточных (средних) течей скорость снижения уровня теплоносителя выше, чем при малых течах. Поскольку расход пара с уровня теплоносителя снижается пропорционально доле активной зоны под уровнем, в этих авариях, начиная с определённой степени осушения, количество пара, образующегося в залитой водой части активной зоны, становится лимитирующим фактором для реакции окисления. Соответственно, при средних течах длительность подпитки а.з. паром и, следовательно, степень окисления, меньше.

При авариях, вызванных большими теачами теплоносителя, уже в первые минуты уровень теплоносителя в корпусе реактора падает до низа обогреваемой части активной зоны, и стадия разогрева происходит в условиях парового голодания. Небольшой расход пара сохраняется на входе в активную зону вследствие испарения массы теплоносителя под дистанционирующей решёткой а.з. при падении давления в первом контуре и за счёт теплоотдачи от металлоконструкций реактора. Однако данный расход пара незначителен, а сам пар поглощается в нижней части активной зоны и к существенному окислению оболочек твэлов не приводит.

Материальные слои, образующиеся в оболочке в ходе окисления, обладают различными механическими свойствами. Так, материал ZrO<sub>2</sub> даже при нормальных условиях обладает повышенной хрупкостью, металлический цирконий в α-фазе с увеличением содержания кислорода также становится хрупким, и лишь фаза металлического циркония сохраняет некоторую пластичность.

Из-за возникающих в оболочке напряжений, вызванных давлением топливных таблеток, неоднородности температурного поля, объемного расширения вследствие окисления циркония, различий в коэффициентах термического расширения образующихся

фаз внешний оксидный слой растрескивается. Растрескивание обеспечивает возможность прямого доступа кислорода к внутреннему металлическому слою оболочек и приводит к ускорению их окисления.

Образование оксидной пленки и насыщение кислородом металлического циркония вызывает снижение пластичности оболочки вплоть до полного охрупчивания. Это в конечном итоге может привести к потере конструкционных свойств и разрушению оболочки, отвечающей за целостность твэла, и к увеличению выхода продуктов деления в первый контур.

Механизм разрушения оболочек твэлов возникает при достаточно высоких температурах, превышающих температуру плавления металлического циркония. При больших скоростях нагрева активной зоны возникает ситуация, когда оболочка окислена с внешней стороны незначительно, а большая часть неокисленного циркония плавится. Расплав Zr оказывает давление на тонкую плёнку диоксида циркония, и при недостаточной толщине последней возможен ее разрыв.

Как показано в статье [277], в настоящее время сохраняется недостаток прецизионных экспериментов по окислению оболочек из отечественных сплавов Э110 и Э110Г, который выражается в разрозненности результатов измерений в разных экспериментах, недостаточным описанием методик проведения экспериментов, неизученностью эффекта предварительного облучения.

## 2.3.2.2 Окисление оболочек твэлов в присутствии воздуха

Окисление оболочек из сплавов на основе Zr в воздухе отличается от окисления в паровой среде более быстрой кинетикой, особенно в диапазоне 800°C-1400°C [42] и более высоким тепловыделением (на 85%), в совокупности приводящими к более раннему разрушению твэлов. В отношении образования взрывоопасных смесей окисление в воздухе более благоприятно, поскольку в ходе реакции потребляется окислитель (кислород) и не происходит образования горючего водорода. С другой стороны, при доступе воздуха к топливу происходит повышенный относительно окисления в паровой среде выход радиационно значимых нуклидов, особенно явно это проявляется для Ru (в форме сильно летучего соединения RuO<sub>4</sub>), а также увеличивается выход U в форме летучих соединений UO<sub>3</sub>.

Важно, что в ходе ТА в активной зоне или БВ осушение ТВС, их разогрев и окисление происходят вначале в потоке пара, образующемся при кипении теплоносителя, а доступ воздуха к твэлам возможен на более поздних стадиях. Поэтому при контакте с воздухом оболочки твэлов уже предокислены, и для ТА ВВЭР с доступом воздуха (течь или потеря теплоотвода на остановленном реакторе со снятой крышкой, в БВ) прототипным является окисление частично окисленных оболочек в паровоздушной смеси. Как установлено в экспериментальных исследованиях, кинетика взаимодействия предокисленных оболочек с воздухом зависит от толщины и состояния оксидного слоя. Плотный оксидный слой достаточной толщины (более 60 мкм) защищает металлический цирконий от окисления на коротких временах выдержки в воздухе и существенно снижает скорость окисления на долгих временах до уровня параболической кинетики, сопоставимой с кинетикой окисления в паре. Однако циркониевые оболочки имеют характерную особенность, проявляющуюся в образовании рыхлого оксидного слоя при длительном (порядка 1 ч) окислении в диапазоне температур 1000–1100 °С. Кроме того, в условиях кислородного голодания – например, в атмосфере H<sub>2</sub> при полном осушении ТВС и отсутствии конвекции газа вдоль ТВС) защитный слой ZrO2 постепенно восстанавливается до α-Zr(O) из-за диффузии кислорода вглубь оболочки.

При недостаточно плотном или восстановленном внешнем слое ZrO2 паровоздушная смесь проникает к поверхности  $\alpha$ -Zr(O), и происходит быстрое окисление  $\alpha$ -Zr(O) кислородом. Поглощение кислорода из газовой смеси сопровождается локальным снижением парциального давления O<sub>2</sub>, что в свою очередь создаёт условия для реакции Zr с N<sub>2</sub>. В результате азот в составе смеси также принимает участие в окислении  $\alpha$ -Zr(O) с

образованием соединения ZrN. Таким образом, на поверхности  $\alpha$ -Zr(O) образуется смешанный слой ZrO<sub>2</sub>+ZrN. Процесс окисления поддерживается расширением слоя ZrN внутрь оболочки. Сами нитриды повторно окисляются водяным паром с выделением тепла, а высвобождающийся азот не успевает выйти из оболочки и вновь окисляет свободный Zr. Таким образом, N2 фактически выступает в роли катализатора окисления Zr кислородом из паровоздушной смеси. Но ещё большую роль в кинетике окисления играет ZrN. Поскольку ZrN обладает большей плотностью по сравнению с ZrO<sub>2</sub> и  $\alpha$ -Zr(O), его образование создаёт поры внутри образующегося слоя ZrO2. Восстановление ZrO<sub>2</sub> из ZrN, напротив, разрывает слой оксида. Таким образом, различия в плотности ZrN, ZrO<sub>2</sub> и  $\alpha$ -Zr(O) делают образующуюся оксидную плёнку пористой и хрупкой, в результате чего она не приобретает защитную функцию. Паровоздушная смесь продолжает поступать через поры и трещины в ZrO2 к неокисленной поверхности оболочки и поддерживает её окисление. Образующийся при окислении водород частично поглощается оболочкой, частично выходит в газовую среду вокруг оболочки.

Явление окисления оболочек на основе Zr в атмосфере воздуха, азотнокислородной смеси, паровоздушной смеси и пароазотной смеси исследуется с 2000-х гг. За это время были проведены многочисленные эксперименты в KIT (QUENCH-10, QUENCH-16), AEKI (CODEX-AIT), IRSN, НПО «Луч» (PARAMETER-SF4) [43], [44]. В настоящее время явление достаточно хорошо изучено.

Из описанных выше условий, необходимых для проявления эффекта образования ZrN, следует, что окисление оболочек твэлов в паровоздушной смеси может оказывать влияние на развитие таких TA, в которых, во-первых, происходит подмешивание воздуха в область разогретых TBC, и во-вторых, если этому предшествовала стадия кислородного голодания либо происходило длительное (десятки минут) окисление при низких температурах (1000-1100 °C). Применительно к TA на РУ ВВЭР такие условия могут сложиться при осушении а.з. в остановленном реакторе со снятой крышкой. Большое значение в таких сценариях играет интенсивность поступления воздуха в а.з. из шахты реактора. Для корректного прогнозирования этого процесса трубуются интегральные эксперименты в прототипной геометрии и многомерные CFD-расчёты.

Также это явление играет важную роль при реализации позднего залива перегретых ТВС в рамках реализации мер по управлению ТА, поскольку отсутствие плотного оксидного слоя на поверхности оболочек твэлов может привести к интенсификации генерации водорода и разрушения твэлов.

#### 2.3.2.3 Наводораживание оболочек твэлов

Растворение водорода в оболочке сопровождается образованием плотных гидридов, которые отрицательно влияют на её механические свойства (пластичность). При глубоких выгораниях топлива становится важным так называемое первичное наводороживание оболочек твэлов, происходящее за счёт коррозии в контакте с теплоносителем в течение длительной топливной кампании. Однако более важную роль играет вторичное наводороживание, происходящее на внутренней поверхности оболочек в случае их разрыва при авариях с потерей теплоносителя. Пар, попадающий через разрыв оболочки в газовый зазор, вызывает окисление топливных таблеток и внутренней поверхности оболочки в пределах 2 см вверх и вниз от разрыва (по данным экспериментальной серии QUENCH-LOCA [212]). Образующийся водород поглощается оболочкой и определяет её вторичное наводороживание.

Интересно, что процесс наводороживания тесно связан с процессом окисления, как в паровой, так и в паровоздушной среде. Согласно фазовой диаграмме Zr-H, большое количество растворённого в Zr водорода стабилизирует кубическую фазу β-Zr и может влиять на растворимость кислорода и азота в Zr. Этот эффект наблюдался в экспериментах KIT. Также даже небольшие концентрации N<sub>2</sub> в газовой фазе существенно увеличивают наводороживание оболочки. В целом, процесс наводороживания хорошо изучен в большом количестве экспериментальных исследований. Поскольку процесс наводороживания влияет на остаточную пластичность оболочки (наряду с температурой и максимальной локальной глубиной окисления), в разных странах, эксплуатирующих АЭС, планируется учитывать его в нормативных критериях эффективности САОЗ через ограничение максимальной локальной концентрации водорода в оболочке. В первую очередь, этот процесс важен для проектных аварий. При ТА он может играть важную роль в аварийных последовательностях, сопровождающихся отшелушиванием оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов (например, при ТА в БВ). Однако для ТА в активной зоне эти условия непрототипны из-за высокого тема нагрева твэлов. На развитие ТА в активной зоне этот процесс существенного влияния не оказывает.

#### 2.3.2.4 Плавление металлических элементов активной зоны и ВКУ

Основным конструкционным материалом а.з. ВВЭР является сплав на основе циркония. Вторым по массе материалом а.з. является сталь (хвостовики и головки ТВС). Также используется сплав 42ХНМ (оболочки пэлов) и В<sub>4</sub>С (поглотитель). Из стали также изготовлены внутрикорпусные устройства, окружающие а.з. (выгородка, нижняя дистанционирующая решётка а.з., верхняя решётка а.з.).

С увеличением температуры в а.з. начинают образовываться расплавы. Из чистых материалов (без учёта контакта с другими материалами) наименьшей температурой плавления обладает сталь (1723 К). Однако поскольку стальные элементы в а.з. и ВКУ располагаются на периферии а.з. и вне обогреваемой области, температура в них намного меньше, чем в центре а.з. Поэтому из металлов первым начинает плавиться Zr, из которого изготовлены оболочки твэлов. Температура плавления металлического  $\beta$ -Zr составляет 2033 К, а  $\alpha$ -Zr(O) – 2248 К. Вследствие окисления оболочек твэлов паром на их поверхности образуется тугоплавкий слой ZrO2, удерживающий расплав Zr внутри оболочки до того момента, пока этот слой не разрушится вследствие внутреннего давления. Плавление циркония и стекание его вниз сопровождается частичным растворением оксидов UO<sub>2</sub> и ZrO<sub>2</sub>. Этот процесс инициирует образование кориума – относительно однородного материала, состоящего из Zr, UO<sub>2</sub> и ZrO<sub>2</sub>. Плавление оболочек и растворение окислов в расплаве Zr влияют на количество и состав выходящего из а.з. материала.

Отметим, что из-за взаимодействия некоторых компонент а.з. из разных материалов задолго до начала плавления Zr образуются низкотемпературные эвтектические смеси (см. п. 2.3.2.8).

Плавление значительной части металлических элементов а.з. приводит к потере устойчивости твэлов, поскольку остающиеся топливные столбы и частично окисленные оболочки твэлов (оксиды) не могут длительно сохранять устойчивость в стержневой геометрии ТВС. В результате локальных разрушений твэлов как конструкции в а.з. постепенно формируется образуется слой пористого дебриса.

Плавление стальных головок ТВС происходит, когда в центре а.з. температура оболочек твэлов уже превышает температуру плавления стали. Поэтому стекание стального расплава происходит из менее горячей области в более горячую, расплав по пути вниз перегревается и достигает нижней части а.з., перенося туда тепло из горячей области. Также следует отметить, что в некоторых ТА происходит также плавление верхней решётки а.з., труб БЗТ и выгородки а.з., также выполненных из стали. Образовавшийся расплав стали падает или стекает вниз и добавляется к источнику стали в составе общей ванны расплава. Масса стали в расплаве играет важную роль для процесса стратификации ванны расплава на стадии внутрикорпусного удержания.

Процессы плавления тепловыделяющих сборок, прототипных для ТВС ВВЭР, исследованы в интегральных экспериментах CORA-W2, Phebus FPT3, CODEX-B4C и серии ПАРАМЕТР-SF.

## 2.3.2.5 Растворение UO2 и ZrO2 расплавом циркония

При температуре выше 2105 К расплавленный металлический цирконий оболочки твэла взаимодействует с топливом и оксидами циркония, образовавшимися в результате окисления циркония, вызывая их растворение. При этом в расплав переходят атомы урана и кислорода и образуется расплав вида U-Zr-O.

Разность температур между топливом и внешними слоями твэла, различие в весах атомов циркония, урана и кислорода, возможное стекание расплавленного вещества создают условия для конвективного перемешивания. В этих условиях все жидкие слои внутри оболочки перемешиваются, в результате чего, как правило, образуется более или менее однородный слой из жидкой смеси урана, кислорода и циркония.

Взаимодействие расплава U-Zr-O с топливом и оксидами циркония является важным процессом, определяющим динамику разрушения а.з. РУ в условиях TA:

– с одной стороны, интенсивное взаимодействие расплава U-Zr-O с топливом приводит к тому, что уже при температурах ниже температуры плавления UO<sub>2</sub> значительная часть топливной таблетки может перейти в расплав. Следствием этого будет более ранний интенсивный выход продуктов деления и формирование значительного количества энерговыделяющего расплава в а.з.;

- с другой стороны, интенсивное взаимодействие расплава U-Zr-O с оксидом циркония может привести к разрушению твэла. Это взаимодействие представляет собой два конкурирующих процесса: растворение оксида циркония или окисление металлического расплава U-Zr-O. В зависимости от того, какой из этих процессов протекает более интенсивно, происходит увеличение или уменьшение толщины ZrO2 слоя. В условиях избытка кислорода при определенных параметрах расплава и в зависимости от начальной толщины оксидного слоя может наблюдаться рост оксидной пленки. В условиях недостатка кислорода на внешней поверхности твэла оксидная оболочка растворяется. Уменьшение толщины ZrO2 слоя существенно сказывается на прочностных свойствах оболочки и может привести к ее разрушению и стеканию расплавленных материалов твэла.

Процесс растворения  $UO_2$  и  $ZrO_2$  расплавом Zr хорошо изучен в рамках тигельных экспериментов и не проявляет специфичных особенностей в ходе TA на PV PWR или BBЭP.

## **2.3.2.6** Окисление В<sub>4</sub>С

В реакторах ВВЭР карбид бора используется в составе пэлов как материалпоглотитель нейтронов. В ходе аварии в результате разрушения стальной оболочки поглощающего стержня В<sub>4</sub>С может взаимодействовать с паром в а.з. реактора. Окисление В<sub>4</sub>С паром является экзотермической реакцией и производит в 6–7 раз большее количество водорода по сравнению с окислением такой же массы циркония.

Основными газообразными продуктами реакции окисления B<sub>4</sub>C являются H<sub>2</sub>, CO<sub>2</sub>, CO. Кинетика окисления B<sub>4</sub>C в твёрдом состоянии контролируется диффузией кислорода через жидкий слой B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, образующийся на твердой поверхности. В свою очередь, толщина слоя определяется конкурирующими процессами увеличения объёма жидкой фазы за счёт окисления B<sub>4</sub>C и уменьшения объёма слоя за счёт образования паров B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> и летучих борных кислот при контакте жидкого B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> с водяным паром.

В результате этой реакции формируются газообразные углеродо- и боросодержащие вещества, которые могут существенно изменить химические взаимодействия продуктов деления, содержащихся в контейнменте, и, в частности, могут влиять на выход йодистых органических соединений.

Окисление B<sub>4</sub>C как отдельное явление подробно исследовалось в экспериментах BECARRE-I (IRSN), BOX, LAVA, QUENCH-SR (KIT).

# 2.3.2.7 Окисление стали

В реакторах ВВЭР размещаются различные стальные внутрикорпусные устройства (ВКУ). Часть из их окружает активную зону (выгородка а.з., шахта реактора, нижняя

дистанционирующая решётка а.з., нижняя плита БЗТ, трубы БЗТ), часть находится непосредственно в а.з. (хвостовики и головки ТВС). В ходе ТА эти конструкции могут нагреваться до значительных температур, вплоть до температуры плавления. Сталь при высоких температурах интенсивно окисляется при контакте с паром или воздухом, причем кинетика окисления стали (определяемая, прежде всего, окислением железа в её составе) сопоставима, а при температурах свыше 1473 К даже превышает кинетику окисления циркония. Таким образом, учитывая большую массу и развитую поверхность стальных конструкций в непосредственной близости от источника тепла (а.з.), наличие водяного пара и слабую коррозионную стойкость при высоких температурах, окисление стали при ТА создаёт заметный источник водорода. В большинстве представительных сценариев ТА он составляет 100–150 кг H<sub>2</sub>. Но в отдельных сценариях источник водорода из-за окисления стали сопоставим с источником водорода от окисления циркония (несколько сотен кг). Кроме того, окисление стали приводит к дополнительному выделению тепла и разрушению стальных конструкций и внутрикорпусных устройств.

Окисление отечественных марок сталей, используемых в ВКУ и а.з., исследовано недостаточно. Автору известны только эксперименты НИЦ «Курчатовский институт» по окислению стали 06X18H10T, однако даже эти эксперименты описаны недостаточно и характеризуются большой неопределённостью измерений. Таким образом, сохраняется недостаток данных по высокотемпературному окислению прототипных для ВВЭР сталей.

# 2.3.2.8 Образование низкотемпературных эвтектик

В случае прямого контакта топливных таблеток с циркониевой оболочкой, котакта стальных и циркониевых элементов друг с другом при высоких температурах могут образовываться жидкие эвтектические смеси. Отличительная особенность этих взаимодействий заключается в том, что такие смеси образуются при температурах намного ниже температур плавления чистых материалов. Образование низкотемпературных эвтектик является важным процессом, влияющим на динамику разрушения а.з. и генерацию водорода при TA.

До начала 2000-х годов оболочки пэлов и дистанционирующие решётки в ТВС ВВЭР изготавливались из стали, поэтому в ходе ТА образование расплава предполагалось уже при температуре 1423 К вследствие эвтектического взаимодействия В<sub>4</sub>С-Fe (согласно диаграмме Хофманна [46], таблица 2.8). Этот процесс играл важную роль в разрушении и стекании поглощающих элементов и оказывал влияние на общий ход аварии. Так, в экспериментах КІТ было показано, что 1 % масс. В4С может растворить 99 % масс. стали при температуре около 1220 °C, т.е. на 200 градусов ниже температуры плавления стали. Интегральные эксперименты демонстрировали, что эвтектические смеси, образовавшиеся в результате взаимодействия материалов поглощающего стержня в стержневой сборке, перемещались на поверхность окружающих твэлов, что, в свою очередь, вызывало локальное растворение оболочек твэлов. В эксперименте CORA-W2 [45] было показано, что стекающий эвтектический расплав переносил значительное количество запасенной энергии в нижние, более холодные участки ТВС. Это приводило к ускоренному прогреву нижней части TBC до температур эскалации реакции окисления. Вследствие этого итоговая степень повреждения сборки в эксперименте CORA-W2 была тяжелее, чем в эксперименте CORA-W1, где материал B<sub>4</sub>C отсутствовал. Применительно к TA на PУ этот эффект означает увеличение масштаба разрушения а.з. и количества генерируемого водорода. С другой стороны, стекание низкотемпературных эвтектик в более холодные области приводит к их затвердеванию и к формированию локальных блокад.

Однако в последние 20 лет сталь в обогреваемой части а.з. ВВЭР уже не используется. В качестве материала оболочки поглощающего стержня СУЗ используется сплав 42ХНМ. Температура его плавления достаточно высокая и, по разрым данным, составляет 1618–1630 К. Открытые данные об эвтектическом взаимодействии 42ХНМ с  $B_4C$  отсутствуют, поэтому эффект образования и стекания легкоплавкого расплава требует

проверки в специальном экспериментального исследовании на инегральной установке типа ПАРАМЕТР-SF (НПО «Луч»).

С другой стороны, между направляющими каналами СУЗ и пэлами имеется зазор, т.е. плотный контакт отсутствует. Поэтому раннее плавление циркониевых направляющих каналов СУЗ может начаться лишь после выхода на их внутреннюю поверхность расплава B4C–42XHM. Температура плавления смеси Ni-Zr достаточно низкая и в зависимости от содержания Ni в смеси варьируется от 1243 до 1443 К, поэтому можно ожидать, что направляющие каналы будут достаточно быстро разрушаться в месте контакта с расплавом пэлов. Однако требуется экспериментальная проверка эвтектики 42XHM-Zr.

Эвтектическое взаимодействие Fe-Zr происходит при заметно меньших температурах (1213 К), однако места плотного контакта стали и циркония – хвостовики и головки ТВС – располагаются вне обогреваемой части а.з., и температура в этих областях много меньше, чем в центре а.з.

при ТА (на основе данных [40], [47], [48], [49])		
Явление	T, °C	Т, К
Плавление UO <sub>2</sub>	2850	3123
Плавление ZrO <sub>2</sub>	2690	2963
Плавление смеси (U,Zr)O <sub>2</sub>	2600	2873
Образование $\alpha$ -Zr(O)-UO <sub>2</sub>	2400	2673
Плавление B <sub>4</sub> C	2350	2623
Плавление α-Zr(O)	1975	2248
Плавление β-Zr (циркалой-4)	1760	2033

1650

1450

1345-1357

1300

1150

940

1923

1723

1618-1630

1573

1423

1213

Таблица 2.8 – Температуры плавления материалов и	смесей,	образующихся	в а.з.	ВВЭР
при ТА (на основе данных [46], [47], [48], [49])				

#### 2.3.2.9 Образование блокад

Образование эвтектики B<sub>4</sub>C-Zr

Плавление нержавеющей стали

Образование эвтектики Fe-Zr

Образование эвтектики B<sub>4</sub>C-Fe

Образование эвтектик Zr-Fe и Ni-Zr

Плавление 42ХНМ

Начало растворения UO<sub>2</sub> расплавленным металлическим Zr

Когда температура расплава, стекающего в виде капель и ручьев, оказывается в интервале солидус – ликвидус, в расплаве образуются частицы твердой фазы, которые приводят к росту вязкости в десятки раз, что обуславливает замедление движения расплава вплоть до остановки. По мере стекания новых порций расплава из области высоких температур происходит накопление вещества на одном высотном уровне в области более низких температур, постепенное заполнение пространства между твэлами и блокировка каналов теплоносителя. Образуются так называемые локальные блокады.

Увеличение локальных блокад в вертикальном и горизонтальном направлении приводит к их объединению в одну обширную блокаду, охватывающую несколько соседних ТВС. В результате нагрева за счёт внутреннего тепловыделения и реакции окисления блокада плавится и под действием силы тяжести медленно перемещается вниз с характерной скоростью (0,5 – 2) мм/с.

В авариях «малая течь» образующийся в осушенной части а.з. расплав стекает до уровня теплоносителя и застывает на холодных поверхностях твэлов и ВКУ. После снижения уровня теплоносителя застывший расплав вновь разогревается, начинается его окисление, повторное расплавление и стекание.
В авариях «большая течь» стекание расплава происходит быстрее, без образования промежуточных блокад, так как неравномерность температуры по высоте а.з. не столь значительна, как в случае малых течей.

На этой стадии основным источником водорода является окисление стекающего по твэлам расплава U-Zr-O.

Частичная блокировка проходного сечения ТВС в центральной части а.з. приводит к снижению расхода пара, определяемого интенсивностью парообразования, через блокированную область, поскольку в этом случае уменьшается площадь проходного сечения, а скорость течения пара меняется незначительно. Снижение расхода через блокированную область сопровождается ростом расхода пара через неблокированные ТВС. Обычно неблокированная область расположена на периферии а.з., что связано с её меньшей энергонапряжённостью. Таким образом, происходит перераспределение расхода пара по сечению а.з. В предельной ситуации при полной блокировке проходного сечения ТВС расход пара через область расплава прекращается. В свою очередь, рост расхода пара через периферийные ТВС может приводить к их дополнительному окислению, разогреву и росту выхода ПД в этой области а.з.

## 2.3.2.10 Теплообмен излучением

В ходе ТА температуры элементов внутри корпуса реактора достигают высоких значений, так что излучательные тепловые потоки значительно превышают тепловые потоки вследствие конвекции газа и теплопроводности в твёрдых стенках. До образования ванны расплава излучение является доминирующим механизмом теплообмена. Величины теплового потока излучением могут достигать значений порядка  $10^3-10^5$  BT/m<sup>2</sup>, а переизлучение поверхностей обеспечивает распространение теплообмена излучением. Поэтому вклад этого явления в распределение температурных полей весьма существенен.

Теплообмен излучением носит существенно нестационарный характер, т.к. при неоднородном плавлении и стекании материалов изменяется геометрия а.з. и, следовательно, коэффициенты видимости между излучающими поверхностями. Так, например, в случае а.з. ВВЭР-440 расплавление чехлов рабочих кассет обеспечивает прямую видимость между твэлами соседних кассет. С другой стороны, образование локальных блокад в ТВС ограничивает тепловое излучение поверхности твэлов в аксиальном направлении.

Важным вопросом является перенос теплового излучения из центральной части а.з. к корпусу реактора. Локальный нагрев корпуса при осевом (и окружном в случае высокого давления в первом контуре) нагружении может привести к разрушению стенки корпуса и образованию течи под ГО. В случае аварии на высоком давлении это сыграет положительную роль в ослаблении последствий аварии, т.к. обеспечит ествественное снижение давления в реакторе и исключит выброс расплава и прямой нагрев газа под ГО.

Вследствие большого количества экранирующих контструкций (твэлы периферийных ТВС, стенки выгородки и внутрикорпусной шахты реактора) следует ожидать существенного ослабления потока излучением на корпус. Тем не менее, результаты расчётов демонстрируют, что при длительном разрушении а.з. (например, изза образования блокад в нижней части) образовавшаяся в центре ванна расплава расширяется в направлении выгородки, и после сквозного проплавления выгородки и нагрева стенки шахты излучение на стенку реактора существенно возрастает. В двух реально произошедших ТА на корпусных реакторах (ТМІ-2 и Фукусима-1) свидетельства повреждения стенки корпуса на уровне а.з. отсуствуют (на АЭС Фукусима-1, однако, прямые обследования корпусов ещё не производились). Подобные эксперименты, насколько известно автору, также не проводились. Поэтому вопрос возможности нагрева корпуса за счёт излучения от а.з. остаётся на данный момент открытым.

Ещё одним неопределённым вопросом остаётся тепловое излучение от а.з. вверх, к верхней плите и ВКУ над ней. В расчётах для ВВЭР это излучение достаточно существенно и в сценариях ТА с длительным разрушением а.з. вызывает нагрев и оплавление нижних частей труб БЗТ. Это приводит к дополнительному окислению стали и увеличению массы стали в ванне расплава в НКР, т.е. способствует прямой стратификации расплава и уменьшению эффекта фокусировки теплового потока на корпус реактора. С другой стороны, ТА на АЭС Фукусима-1 пока не обнаружила значительного разрушения верхней плиты а.з., крышки над а.з. и установленных на ней циклонных сепараторов. Более того, на бетонном дне контейнмента была обнаружена не расплавленная скоба с фрагментами головки ТВС, что свидетельствует о неполном расплавлении даже головок ТВС. На АЭС ТМІ-2 область верхней плиты а.з. и головки ТВС также не расплавились в ходе ТА (рисунок 2.2). В целом, вопрос аксиальной составляющей теплового излучения в реакторах ВВЭР требует дополнительного анализа.



Рисунок 2.2 – Поврежения верхней плиты а.з. после ТА на АЭС ТМІ-2 [50]

## 2.3.2.11 Естественная конвекция парогазовой смеси

Вследствие сложной конфигурации а.з., меняющейся в процессе разрушения а.з., и радиальной неравномерности ОТВ внутри реактора могут образовываться контуры естественной циркуляции парогазовой смеси. Циркуляционные контуры образуются в отсутствие направленного восходящего движения пара с поверхности воды, т.е. после полного осушения а.з. Подъёмный участок формируется наиболее напряжёнными ТВС, поскольку поток пара вдоль них насыщается образующимся водородом, а температура смеси максимальная. Опускной участок формируется наименее напряжёнными ТВС и относительно холодной периферийной областью вдоль выгородки а.з.

Интенсивность циркуляции и геометрия контуров существенно зависит от степени и характера разрушения ТВС. Образующиеся блокады приводят к перераспределению потоков по а.з. На поздней стадии разрушения а.з. зона плато может быть заполнена пористым дебрисом и частично расплавлена, что уменьшает площадь проходного сечения каналов теплоносителя и увеличивает гидравлическое сопротивление. Фактически на этой стадии циркуляция в пределах а.з. прекращается. Поскольку ТВС на периферии а.з. ещё сохраняют стержневую геометрию, в результате поток пара, образующегося в НКР, в основном идёт через периферийные ТВС.

На этой стадии возможно возникновение контура циркуляции в СКР. Под СКР расположена горячая а.з., над ней – холодные ВКУ и крышка реактора. Обследование реактора TMI-2 после аварии показало, что температура под крышкой реактора не превышала 800 °C, тогда как а.з. существенно разрушилась, т.е. её температура составляла не менее 2500 °C. Перепад высот в области СКР ВВЭР составляет несколько метров. Это создаёт условия для подъёмного течения парогазовой смеси из а.з., её охлаждение под крышкой и опускное течение вдоль холодных стенок корпуса реактора, включая область выходных патрубков.

Также возможно возникновение контура циркуляции и по горячей нитке ГЦТ. С одной стороны, этот процесс способствует отводу тепла от а.з. С другой стороны, он способствует прогреву металлоконструкций первого контура (горячих патрубков, соединительного трубопровода КД, горячих коллекторов и ТОТ ПГ) до высоких

температур, при которых возможно их разрушение в случае сохранения высокого давления в первом контуре.

После снижения уровня воды в НКР до верхнего ряда перфорации в днище шахты реактора возможно образование циркуляции парогазовой смеси в петле ГЦТ. Но это возможно только в том случае, если гидрозатвор на одной из петель ГЦТ полностью осушен, а опоры ТВС ещё не заполнены расплавом. В этом случае циркуляция определяется перепадом температуры и высотных отметок между а.з. и парогенератором.

# 2.3.2.12 Термомеханика трубопроводов первого контура

При ТА, протекающих при высоком давлении в первом контуре, возникает нагрев трубопроводов первого контура вследствие конвективного переноса парогазовой смеси из а.з. Совокупное нагружение трубопроводов высоким внутренним давлением и температурой в течение продолжительного времени (минуты – десятки минут) может создавать условия для высокотемпературной ползучести материала трубопроводов, вплоть до их разрыва с образованием течи теплоносителя под ГО. Наиболее ожидаемые места разрыва – горячие патрубки ГЦТ, область врезки соединительного трубопровода КД в горячую нитку ГЦТ, верхний ряд теплообменных труб ПГ. Образование течи из первого контура создаёт условия для эффективного снижения давления и исключает риск разрыва корпуса при высоком давлении, выброса расплава из корпуса и разрушения ГО. В то же время разрыв ТОТ ПГ приводит к байпассированию радиоактивными материалами ГО и практически к прямому радиоактивному выбросу в окружающую среду. Поэтому термомеханическая прочность трубопроводов в условиях высоких температур играет важную роль в формировании пути развития аварии. Основным механизмом деформации трубопроводов при описанных условиях является высокотемпературная ползучесть сталей, из которой изготовлены трубопроводы, и пластическая деформация. В случае ВВЭР это стали 10ГН2МФА и 08Х18Н10Т. Механические свойства этих сталей известны только до температур 873 К, когда прочностные характеристики ещё не убывают катастрофически. Для зарубежной стали-аналога 08Х18Н10Т свойства известны до температур 1089 К (условный предел текучести AISI 321) и 1366 К (предел прочности AISI 321), при которых наблюдается значительное снижение прочности. Параметры моделей высокотемпературной ползучести отечественных сталей также изучены слабо.

# 2.3.2.13 Поведение ПД

После разрыва оболочек твэлов и выхода газообразных ПД из газового зазора твэлов продолжающийся нагрев топлива вызывает дополнительный выход ПД. На этой стадии за счёт диффузии из зёрен начинают выходить атомы, причём интенсивность диффузии увеличивается с ростом температуры. Последними покидают топливо внутризёренные пузыри, это происходит уже на стадии плавления топлива.

Выход из топлива ПД в конденсированной фазе происходит в две стадии:

– при достижении предела растворимости ПД в форме преципитатов диффундируют к границам зёрен;

– за счёт испарения с границ зёрен.

На испарение преципитатов значительное влияние оказывает взаимодействие ПД и образование соединений (CsI, молибдаты, цирконаты и уранаты цезия, бария, стронция и т.д.) и/или реакции окисления/восстановления.

В целом, на процесс выхода ПД оказывают следующие параметры:

- температура;

– кислородный потенциал среды вокруг топлива (так, например, в присутствии пара увеличивается выход Мо, в присутствии воздуха – Ru, а в восстановительной среде – Ba, Ce и Eu);

 – факт взаимодействия с оболочкой твэла (в присутствии олова, входящего в материал оболочки, замедляется выход Те и Sb; контакт топлива с оболочкой снижает выход Ва – возможно, из-за образования цирконатов);

– выгорание топлива;

– структура топлива (выход в случае разрушения топливной матрицы и образования пористого дебриса увеличивается за счёт большей свободной поверхности топлива и напротив, при плавлении пористого дебриса выход уменьшается).

В соответствии с результатами экспериментов VERCORS и Phebus в зависимости от физико-химических свойств элементы делятся на следующие группы:

– благородные газы (Kr, Xe) и летучие ПД (Cs, Br,Rb, Te, Sb, Ag) – почти полностью выходят из топлива ещё до стадии его плавления; выход летучих ПД ускоряется в окислительной среде;

– полулетучие ПД (Mo, Ba, Y, Rh) – могут также выходить из топлива в значительном количестве, но на выход большое влияние оказывает факт окисления;

– слаболетучие ПД (Sr, Nb, Ru, La, Ce, Eu, Np) – выходят в количестве до 10 % на стадии разрушения твэлов до стадии потери стержневой геометрии а.з.; в случае топлива высокого выгорания выход Nb, Ruu Семожет достигать 15–30 %.

– нелетучие ПД (Zr, Nd) – практически не выходят из топлива вследствие высокой тугоплавкости.

Основной выход ПД и конструкционных материалов из разрушающейся а.з. происходит в форме паров. На пути от а.з. до места течи из первого контура ПД проходят через область относительно холодных ВКУ (БЗТ, стенка шахты, обечайка БЗТ, крышка корпуса) и трубопроводов (в зависимости от места течи: горячая нитка ГЦТ, соединительный трубопровод КД, теплообменные трубки ПГ, холодная нитка ГЦТ). В результате парогазовый поток, несущий пары ПД, охлаждается.

Процесс охлаждения паров ПД сопровождается следующими видами конденсации:

– гомогенная нуклеация – конденсация перенасыщенных паров на ядрах нуклеации с образованием мелких частиц (аэрозолей);

 – гетерогенная нуклеация – конденсация паров некоторого материала на существующих частицах этого же или другого материала;

– конденсация паров на стенах с образованием отложений.

При гомогенной конденсации вначале происходит очень быстрый рост числа мельчайших первичных частиц (зародышей, размер ~10 нм). Необходимым условием для начала конденсации является перенасыщение пара ПД и наличие ядер конденсации. В условиях ТА ядрами конденсации являются йоны, образующиеся в парогазовой среде под действием ионизирующего излучения. В первую очередь конденсируются пары наиболее тугоплавких ПД.

Затем образовавшиеся зародыши сталкиваются и образуют новые, более крупные частицы (аэрозоли размером 100–1000 нм). Как на зародышах, так и на более крупных частицах продолжается конденсация низколетучих ПД. Данная стадия конденсации называется гетерогенной. Гетерогенная конденсация происходит очень интенсивно, так как при малом объёме (интегральной теплоёмкости) частиц площадь их поверхности очень велика.

В процессе конденсации выделяется скрытая энергия парообразования, что вызывает нагрев среды в области конденсации.

После конденсации паров процесс переноса ПД по первому контуру определяется, главным образом, физикой аэрозолей. В потоке газа вследствие броуновской диффузии, турбулентности и гравитационного осаждения происходит так называемая агломерация (слипание) аэрозолей. На стадии гомогенной нуклеации наиболее существенным механизмом агломерации является броуновская диффузия, поскольку зародыши имеют очень малую массу. В дальнейшем, по мере увеличения размеров частиц, преобладает турбулентность течения. Гравитационная агломерация в условиях первого контура практически не проявляется.

Агломерация включает столкновение друг с другом частиц из нескольких зародышей, образовавших единое целое произвольной формы. Если образовавшиеся аэрозоли содержат жидкую компоненту, составляющие аэрозоля могут

перераспределиться и образовать сферическую форму. В этом случае процесс агломерации называется коагуляцией. Характерный размер новых аэрозолей имеет порядок микрометров.

Также элементы могут вступать в химические реакции. Так, элементы U, Cd, Mo преобладают в виде оксидов. Особое внимание уделяется реакциям с участием Cs, I и Ru, так как они в значительной степени влияют на радиационные последствия TA. Особенность их поведения в первом контуре заключается в возможности образования трудноулавливаемых летучих соединений. Это в конечном счёте оказывает влияние на значение источника радиоактивных ПД под ГО.

В отсутствие бора в системе Cs-I-O-H образуется летучее соединение CsI, которое переносит йод в защитную оболочку практически без осаждения в первом контуре. Оставшийся цезий образует также летучее соединение CsOH. Однако в реакторах BBЭР бор обычно присутствует в а.з. в достаточно больших количествах в качестве материала поглотителя (B<sub>4</sub>C) или в растворе борированной воды, подаваемой в реактор при заливе а.з. от ГЕ-1 и ГЕ-2. В присутствии В вблизи источника ПД преобладающей реакцией Cs становится образование CsBO<sub>2</sub>. С одной стороны, борат цезия менее летуч по сравнению с CsOH, и данная реакция снижает выход Cs в ГО. Но, с другой стороны, освободившиеся I и H<sub>2</sub> образуют соединение HI, более летучее по сравнению с CsI.

Также Cs активно окисляется в присутствии Мо, образуя Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>. Это соединение менее летучее, чем CsOH.

Йод реагирует с Cs, Rb, Ag, In и Cd. Однако последние три элемента в случае BBЭP присутствуют в а.з. в незначительных количествах, поэтому соответствующие реакции не представительны. Кроме соединений с другими элементами, йод представлен в первом контуре также в следующих формах:

- атомарный I;
- молекулярный І<sub>2</sub>;
- йодисто-водородная кислота HI.

В представительных условиях ТА все эти формы образуют газы. До экспериментов Phebus FP считалось, что основной вклад в относительный выход йода в окружающую среду составляет летучий HI, а соответствующее значение выхода определялось равным 5 %. Эксперименты Phebus FP показали, что выход йода в ГО может достигать 80 %. Это происходит в присутствии в а.з. бора (B<sub>4</sub>C), который при окислении контрольных стержней СУЗ образует борную кислоту H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>. Борная кислота, в свою очередь, участвует в реакции с цезием, блокируя таким образование CsI. Освободившийся же йод образует газообразный летучий HI.

Рутений представляет интерес с точки зрения радиационных последствий ТА, поскольку его активность сопоставима с активностью I в первые часы аварии и с активностью Cs в среднесрочной перспективе. В топливе Ru присутствует в металлической форме. При наличии окислительной среды Ru выходит из топлива в форме парообразной двуокиси RuO<sub>2</sub>. Окислительная среда в а.з. возникает, например, при авариях со снятой крышкой реактора. По мере остывания пары RuO<sub>2</sub> превращаются в пары RuO<sub>4</sub>. Пары RuO<sub>4</sub> метастабильны, и частично взаимодействуют со стенками при конденсации, образуя твёрдые отложения RuO<sub>2</sub>. В отдельных сценариях TA, предполагающих прямой доступ воздуха к твэлам, значительная доля Ru может выходить под ГО в газообразной форме (RuO<sub>4</sub>).

В процессе переноса от источника к месту течи из первого контура доля ПД в потоке газа снижается вследствие осаждения на стенки металлоконструкций. Различают следующие механизмы осаждения:

 – поверхностная конденсация паров, интенсифицируемая в зоне установления потока (вниз по потоку после неоднородностей геометрии канала);  – гравитационное осаждение, формирующее нисходящую составляющую потока частиц до пересечения траектории с невертикальной стенкой; этот механизм существенен лишь в потоках с низкой скоростью течения;

 – броуновская диффузия, отбрасывающая частицы на стенки, существенна только в ламинарных потоках;

– турбулентная диффузия, также отбрасывающая частицы на стенки, существенна в турбулентных потоках;

 инерционное осаждение, связанное со стремлением частиц сохранить траекторию движения после изменения геометрии канала (гибы, диафрагмы, препятствия и т.п.), в результате чего траектория частиц отклоняется от линии тока несущего газа, а сами частицы ударяются о твёрдые границы канала;

– термофорез (поскольку число соударений молекул в горячей, центральной части потока выше, чем в холодной, пристеночной области, возникает поток частиц в направлении стенки);

 – диффузиофорез (при температуре стенки ниже температуры насыщения водяного пара происходит конденсация пара и сопутствующий поток газа в направлении стенки, переносящий частицы ПД на стенку – стефановский поток);

– электрофорез (вследствие испускания α- и β-частиц аэрозоли приобретают электрический заряд).

Термофорез и гравитационное осаждение – единственные механизмы, о роли которых в осаждении в РУ можно говорить с определённостью безотносительно к сценарию ТА: первый проявляется, а второй пренебрежимо мал в любом представительном сценарии. Степень важности остальных механизмов осаждения может быть разной в зависимости от сценария ТА.

Диффузионное осаждение характерно для области в пределах корпуса реактора, где аэрозоли имеют малые размеры (много меньше 1 мкм). В целом, диффузия вносит пренебрежимо малый вклад в полное осаждение в первом контуре.

Диффузиофорез проявляется лишь в некоторых сценариях ТА, где присутствует температурный перепад между горячим потоком и холодной стенкой, и происходит интенсивная конденсация водяного пара. Например, это характерно для аварий типа «течь из холодной нитки ГЦТ» или «течь из первого контура во второй вследствие разрыва ТОТ ПГ». Обычно диффузиофорез происходит одновременно с термофорезом, так что разделение этих механизмов условно.

Поскольку инерционное осаждение затрагивает, в основном, крупные частицы размером более 1 мкм, которые слабо представлены в первом контуре, данный механизм для РУ непредставителен. Особую роль может играть эффект упругости при ударении высокоинерционной частицы в слой осаждения, в результате которого часть осевших аэрозолей может перейти во взвешенное состояние.

Роль электрофореза в настоящее время до конца не ясна, так как этот механизм зависит от множества факторов (размер частиц, активность ПД, концентрация и геометрия области) и пока изучен недостаточно.

Помимо собственно осаждения аэрозолей, некоторые элементы участвуют также в процессе хемисорбции на поверхностях трубопроводов и конструкций первого контура. Это дополнительно способствует выведению ПД из парогазового потока. Так, Те подвержен хемисорбции на стальных стенках. Однако в присутствии Sn эта реакция подавляется, т.к. образуется соединение SnTe. Также со сталью реагируют CsI и CsOH.

Необходимо отметить, что осаждение аэрозолей на стенках первого контура может существенно различаться в зависимости от сценария. Например, при ТА, вызванных большой течью теплоносителя из горячей нитки, осаждение аэрозолей мало. Это связано со следующими характерными особенностями для сценариев этого типа:

– относительно короткий путь от источника (а.з.) до места течи (горячая нитка), ограниченный только поверхностями ВКУ в СКР и зоной горячих патрубков;

– высокая скорость истечения теплоносителя под ГО, что наряду с малым расстоянием до места течи снижает время пребывания аэрозолей в первом контуре;

– отсутствие холодных поверхностей на пути переноса (температура в области реактора над а.з. и в зоне патрубков ещё достаточно высока), поэтому конденсация паров ПД слабая, значительная их часть остаётся в паровой фазе);

– отсутствие горизонтальных поверхностей на пути переноса (гравитационное осаждение даже тех аэрозолей, которые успели образоваться, очень слабое).

Напротив, в сценариях ТА, вызванных большой течью из холодной нитки ГЦТ на входе в реактор, парогазовая среда, несущая ПД, проходит от а.з. до места течи значительно более длинный путь, в том числе через холодные области ТОТ ПГ и трубопровод холодной нитки. Поэтому в этих сценариях осаждение выражено сильнее как из-за более интенсивного образования аэрозолей, так и из-за наличия выраженных механизмов их осаждения (градиенты температуры поток–стенка, горизонтальные поверхности, гибы).

Присутствие бора в а.з. должно учитываться при расчётной оценке радиационных последствий ТА. Присутствие борной кислоты в контуре может влиять на поведение ПД через изменение их физико-химических форм. Так, образование боридов цезия может приводить к увеличению доли молекулярного йода.

С другой стороны, осаждение борных кислот и блокирование проходного сечения каналов играет важную роль в ограничении источника ПД под ГО. Однако роль этого процесса в реальной геометрии РУ ещё не анализировалась. Блокировка одной ТОТ в эксперименте не означает, что аналогично будут заблокированы все ТОТ в реальном ПГ.

Наконец, одним из возможных продуктов реакции окисления бора является метан. При взаимодействии метана с молекулярным I<sub>2</sub> или НІ происходит образование трудноулавливаемых органических соединений йода. Однако в экспериментах QUENCH было показано, что образование метана в продуктах реакции окисления бора очень мало.

# 2.3.3 Конечная стадия разрушения а.з.

После потери стержневой геометрии ТВС процесс разрушения а.з. продолжается уже в геометрии слоя пористого дебриса с локальными областями расплава. Этот слой располагается над нижней дистанционирующей решёткой а.з. Конечная стадия разрушения а.з. охватывает состояния а.з. от формирования пористого дебриса до перемещения основной части материала а.з. в нижнюю часть реактора, когда в области а.з. почти не остаётся топлива. Источник тепла и радиоактивных веществ также перемещается в нижнюю часть реактора.

Рассмотрим процессы, сопровождающие конечную стадию разрушения а.з.

# 2.3.3.1 Формирование и окисление пористого дебриса

При окислении паром часть толщины металлических оболочек превращается в ZrO<sub>2</sub>. В результате пластичность оболочек снижается, оболочки становятся более хрупкими. При нагружении окисленных оболочек вследствие изгибных, ударных воздействий (из-за интенсивного парообразования, температурных расширений, перемещения твёрдых или расплавленных масс с верхних отметок, подачи холодной воды в а.з.) они могут механически разрушаться, причем разрушение может иметь место даже при температурах, не превышающих температуры плавления. При разрушении обломки твэлов, головок TBC, внутрикорпусных устройств могут образовывать общирные области так называемого «пористого дебриса».

Поскольку течение пара через пористый, частично расплавленный дебрис затруднено сложной геометрией каналов и большим гидравлическим сопротивлением по сравнению с регулярной стержневой геометрией, теплоотвод от остатков твэлов к холодному пару ухудшается. С другой стороны, уменьшается и интенсивность окисления оболочек твэлов, т.е. уменьшается их свободная поверхность.

Формирование слоя пористого дебриса было выявлено в ходе изучения последствий аварии на TMI-2. Также потеря стержневой геометрии TBC до значительного плавления твэлов наблюдалась в экспериментах серии Phebus FPT.

Экспериментальные работы по исследованию теплообмена и окисления паром пористого дебриса, представляющего частично расплавленные фрагменты твэлов и пэлов ВВЭР, автору неизвестны.

# 2.3.3.2 Образование бассейнов расплава

Вследствие продолжающегося ОТВ обломки твэлов продолжают нагреваться, зоны расплава в дебрисе множатся и расширяются. В результате образуются локальные бассейны расплава, занимающие области, соизмеримые с поперечным размером ТВС. В виду неоднородного тепловыделения по а.з. и осесимметричного перемещения твэлов вниз при потере устойчивости ТВС образование локальных бассейнов происходит преимущественно в зоне плато.

При авариях с относительно медленным осушением а.з. («малая течь», сценарии с плотным первым контуром, сценарии со снятой крышкой реактора) продвижение локальных бассейнов вниз ограничивается наличием более холодных оксидных блокад под расплавом. Такие блокады образуются как вследствие затвердевания ранних порций расплава при контакте с холодными стенками твэлов (при температуре ниже солидус) или с водой в нижней части а.з., так и из-за самого слоя пористого дебриса (последнее характерно для аварий типа «большая течь»).

расплава Дальнейшая бассейна эволюция отдельного определяется как внутренними процессами (тепловыделение, определяемое массой топлива И интенсивностью окисления паром, естественной конвекцией, растворением твёрдых фаз – дебриса), так и взаимодействием с окружающими структурами (теплообмен, растекание в радиальном направлении и продвижение фронта плавления вниз). Из-за сохраняющегося тепловыделения в топливе и медленного продвижения вниз локальные расплавы перегреваются. За счёт большего конвективного потока в радиальном направлении по сравнению с направлением вниз они начинают расширяться, преимущественно за счёт плавления соседних, достаточно горячих конструкций. Расширение локальных бассейнов расплава завершается их объединением в один обширный бассейн, охватывающий уже десятки ТВС в зоне плато.

Отметим, что на этой стадии в расплаве возможно появление значительного количества стали вследствие разрушения ВКУ, расположенных над а.з. (БЗТ) и сбоку от а.з. (выгородки шахты реактора).

## 2.3.3.3 Теплообмен ванны расплава

Из-за сохраняющегося тепловыделения и более холодных окружающих конструкций и газа в бассейне расплава возникают конвективные потоки, определяющие теплообмен с окружающими конструкциями (блокады, нижняя решётка а.з. или выгородка и шахта реактора на уровне а.з.) и газом. Естественная конвекция в тепловыделяющем расплаве способствует перемешиванию расплава, выравниванию температуры и концентрации компонент по его объёму.

При наличии значительного перегрева расплава относительно температуры окружающей среды на поверхности расплава может образовываться твердая корка, обладающая низкой теплопроводностью. Температура поверхности расплава (корки) и, следовательно, выход ПД через свободную поверхность снижаются. Также экранируется доступ пара к металлическим компонентам расплава, поэтому снижается и интенсивность окисления. Факт образования корок на поверхности расплава был обнаружен в ходе исследований застывшего кориума после тяжелой аварии на АЭС ТМІ-2.

При высокой интенсивности конвекции в расплаве потоки массы препятствуют образованию устойчивой корки на его поверхности, обеспечивают выход топливосодержащих масс на поверхность и, при наличии циркуляции парогазовой смеси над расплавом, выход и унос ПД, а также окисление расплава.

## 2.3.3.4 Окисление расплава

В паровой среде расплав, содержащий металлические компоненты, окисляется. Скорость окисления ограничивается площадью поверхности расплава, потоком пара к поверхности расплава, температурой поверхности расплава и скоростью переноса металлических компонент к поверхности расплава за счёт естественной конвекции. По мере окисления расплав насыщается кислородом, и при достижении полного насыщения, определяемого линией ликвидус, в расплаве начинают выделяться частицы твердой керамической фазы (U, Zr)O<sub>2-х</sub>. Образование двухфазного расплава влияет на его свойства (вязкость) и энтальпию.

## 2.3.3.5 Вытекание расплава из а.з.

Взаимодействие ванны расплава с металлоконструкциями в нижней части а.з., ограничивающими расплав, приводит к их плавлению, и, в конечном итоге, расплав начинает стекать из а.з. в напорную камеру реактора. С учётом особенностей конструкции ВВЭР возможны 2 пути перемещения расплава в НКР (рисунок 2.3): центральный через нижнюю дистанционирующую решётку а.з. и боковой в результате проплавления выгородки и стенки шахты реактора. Какой из описанных двух вариантов перемещения расплава в НКР реализуется первым, зависит от условий, формирующихся в нижней части а.з. (в районе хвостовиков ТВС) в конкретном сценарии ТА.

Вариант бокового вытекания расплава из а.з. реализуется в сценариях ТА, когда ванна расплава в а.з. отделена от опор ТВС толстым слоем тугоплавких, относительно холодных оксидов. В этом случае требуется значительное время для расплавления этого слоя, и конвективный тепловой поток от расплава успевает локально расплавить ограничивающие его стенки (выгородку и шахту реактора). Подобный сценарий реализовался в ходе аварии на АЭС ТМІ-2. Боковое перемещение расплава из а.з. более характерно для ВВЭР-440, поскольку в этих реакторах под зоной рабочих кассет расположены массивные плиты суммарной толщиной 0,45 м.

В сценарии бокового вытекания расплава сохраняется неопределённость знаний относительно того, насколько свободно жидкая струя будет падать вниз. При достаточно большом напоре и низкой вязкости контакт струи со стенкой шахты реактора будет отсутствовать. Однако в обратной ситуации будет происходить стекание по относительно холодной внешней поверхности стенки, и струя будет частично замерзать ещё до контакта с водой. В этом случае струя уже не может считаться свободно падающей.

Подобные эксперименты, насколько известно автору, не проводились.

## 2.3.4 Стадия удержания кориума внутри корпуса реактора

На стадии аварии после начала перемещения топливосодержащего расплава в НКР происходит ряд важных для безопасности процессов: взаимодействие расплава с водой, образование и расширение ванны расплава в нижней части реактора, взаимодействие расплава со стенкой корпуса реаткора, разрушение стенки корпуса реактора, вытекание расплава из корпуса. Ключевыми характеристиками стадии удержания кориума являются её длительность и состав, масса и энергия расплава, выходящего из корпуса в бетонную шахту.

Состав расплава, поступающего в НКР, определяется предшествовавшими процессами разрушения а.з. и ВКУ и включает, в основном, UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO<sub>2</sub>, B<sub>4</sub>C и компоненты нержавеющей стали. Относительная доля остальных материалов составляет порядка нескольких процентов, поэтому в теплофизическом отношении существенной роли не играет. Расплав в основном состоит из жидкой фазы, но может содержать нерасплавленные (дебрис) или выпавшие в осадок твёрдые частицы.

Энтальпия расплава, кроме состава, определяется длительностью пребывания его в а.з. и условиями теплообмена. В случае, если расплав располагался на обширной блокаде и длительно перемещался в направлении границ а.з., остаточное тепловыделение топлива

вызывает его перегрев относительно температуры ликвидус, и энтальпия существенно возрастает.

Важно, что с учётом наличия в а.з. легкоплавких материалов и образования низкотемпературных эвтектик первые порции расплава могут поступать в НКР ещё на начальной стадии разрушения а.з. и преимущественно состоят из смеси стали, В<sub>4</sub>С и в меньшей степени, циркония. Такой расплав имеет существенно более низкую энтальпию, чем оксидный расплав, образующий основную массу разрушенных материалов а.з.

На этапе поступления расплава из поврежденной а.з. в НКР рассматриваются следующие физические процессы.

## 2.3.4.1 Взаимодействие расплава с водой

Объём воды в НКР на начало перемещения расплава из а.з. остаётся достаточно большим, поскольку в этой области отсутствует тепловыделение. С учетом конструктивных особенностей ВВЭР область НКР не является свободным объёмом, но разбита на условные зоны опорами для ТВС и днищем шахты реактора. Несмотря на то, что опоры имеют перфорацию, при быстропротекающих процессах теплообмена расплава с водой (миллисекунды) гидравлическая связь между опорами практически не проявляется. Фактически каждая из опор и область между днищами корпуса и шахты реактора представляют собой отдельные объёмы воды.

В случае центрального перемещения расплав вначале заполняет перфорированные опоры ТВС. Причем поскольку первыми перемещаются низкоплавкие компоненты, они выпаривают часть воды из опор. В дальнейшем, если время поступления следующей порции расплава превышает характерное время теплообмена расплава с водой, часть выпаренной воды компенсируется притоком воды из опускного участка. Затем, после разрушения нижней дистанционирующей решётки или верхней части опор TBC, из а.з. в пространство между опорами перемещается основная масса расплава.

В случае бокового перемещения расплав поступает в опускной участок и попадает в область между днищами шахты и корпуса реактора, также заполненную водой.

Вне зависимости от пути перемещение расплава в НКР происходит в виде жидких струй с частицами твердого дебриса. Начальная геометрия струи характеризуется большой неопределённостью. Так, в случае перемещения расплава через нижнюю дистанционирующую решётку а.з. диаметр струи будет ограничен диаметром отверстий перфорации решётки, но учитывая возможную частичную блокировку отверстий на более ранних стадиях разрушения а.з., диаметр струи может варьироваться в большом интервале значений. С другой стороны, при боковом перемещении расплава в НКР в результате локального проплавления стенки шахты реактора конкретный диаметр струи также сложно определить, так как он будет зависеть от множества факторов, влияющих на размер и геометрию бреши в шахте. В случае образования горизонтальной сквозной цели струя истекающего расплава может распасться на несколько мелких струй.

При попадании в воду струя расплава испытывает механические и термические напряжения на поверхности, в результате чего она частично или полностью фрагментируется на крупные капли (~1 см) [56]. В ходе взаимодействия с потоком теплоносителя эти капли также подвержены процессу дробления (вторичной фрагментации). Размер и количество образующихся вторичных капель определяют площадь межфазного взаимодействия между кориумом и пароводяной смесью.

В процессе осаждения фрагментов расплава происходит их перемешивание с объёмом воды. Процесс перемешивания определяет размеры области, в которой происходит межфазное взаимодействие, и количество воды, вовлеченное в это взаимодействие.

Однако в любом случае тепло от высокотемпературного расплава (~2500-3000 К) будет передаваться теплоносителю, что приведёт к интенсивному образованию пара. Количество образующегося пара определяется интенсивностью теплообмена расплава с водой, которая, в свою очередь, зависит от площади теплопередающей поверхности

(размер и количество капель расплава), разности температур расплава и воды и условий теплообмена (пленочное кипение, теплопередача от капель расплава к паро-капельному потоку, и т.п.).



Рисунок 2.3 - Схема взаимодействия расплава с водой на примере ВВЭР-1200

Дополнительное образование пара вызывает рост давления в реакторе и может носить характер парового взрыва. В пределе, когда ударная волна инициирует интенсивный теплообмен за счет вторичного измельчения фрагментов кориума, взаимодействие расплава с водой может приобретать детонационный характер, приводящий к пику давления в корпусе реактора до сотен атмосфер.

Исторически риск парового взрыва рассматривался с точки зрения возможности отрыва и удара массивной крышки реактора о стенку ГО и соответствующего разрушения барьера ΓО. последнего физического безопасности. Олнако vбедительных экспериментальных свидетельств возникновения парового взрыва с детонацией внутри корпуса реактора в результате взаимодействия расплавов, прототипных для энергетических реакторов, с водяным теплоносителем до настоящего времени не получено. На основании выполненных экспериментов показана очень малая вероятность паровых взрывов в условиях TA на РУ типа PWR (для их реализации необходимо наличие инициирующего события, триггера, но для этого в ходе ТА внутри корпуса отсутствуют условия). Выполненные расчётные анализы в рамках проекта WGAMA/SERENA показали, что даже в случае возникновения паровых взрывов и с учётом верхней границы результирующих расчетных нагрузок сохраняется большой запас прочности корпуса реактора, если прочностные характеристики корпуса не снижены вследствие каких-либо дополнительных эффектов [51]. Поэтому для зарубежных реакторов проблема внутрикорпусных паровых взрывов была признана практически решённой [52]. Важно и то, что в результате TA на АЭС TMI-2 и Фукусима-1, в которых расплав перемещался из а.з. в НКР, свидетельства паровых взрывов обнаружены не были.

Из-за конструктивных особенностей РУ ВВЭР имеется целый ряд факторов, дополнительно ограничивающих эффективность взаимодействия расплава с теплоносителем в НКР по сравнению с PWR [53], [54]:

– недостаточность массы воды для эффективного перемешивания фрагментов расплава. Это ограничение обусловлено наличием 163 опор ТВС, разбивающих объем НКР на отдельные сосуды, а также наличием днища шахты, дополнительно затесняющего пространство НКР;

– быстрое запаривание относительно узких опор TBC (по сравнению с сосудами в тестах TROI, где паровые взрывы не происходили, опоры TBC имеют сопоставимую глубину, но почти вдвое меньший диаметр);

– недостаточность массы теплоносителя в НКР вследствие его потери на стадиях, предшествующих стеканию расплава из а.з. (например, в случае аварий с большой течью теплоносителя);

– в ряде сценариев ТА – первоначальный выход относительно легкоплавкой металлической компоненты расплава, для которой паровые взрывы в экспериментах не наблюдались, и лишь затем – выход в НКР, частично осушенную за счет взаимодействия с металлической компонентой, смешанного металлического и оксидного расплава.

Наиболее опасным с точки зрения мощности энергетического взаимодействия расплав-вода является случай бокового перемещения расплава, т.к. в этом случае доступен больший объем теплоносителя. Однако опускной участок отделен от пространства под крышкой реактора буртом и стенкой внутрикорпусной шахты, поэтому рост давления в нем не вызывает нагружения шпилек главного разъёма реактора, удерживающих крышку реактора от поднятия давлением теплоносителя. С другой стороны, рост давления в опускном участке ограничен выходом газа в холодные нитки ГЦТ.

Пик давления в результате перемещения расплава в воду в НКР увеличивает нагружение границ первого контура и может привести к их разрушению, если к этому времени они нагреты до высоких температур, при которых сталь теряет прочностные свойства. В частности, в результате роста давления при центральном перемещении расплава возможен разрыв петли ГЦТ в районе горячего патрубка, соединительного трубопровода КД в районе врезки в горячую нитку, теплообменных труб ПГ. В случае ТА при большом давлении в первом контуре образование течи теплоносителя приводит к быстрому снижению давления и создаёт условия для поступления воды от ГЕ САОЗ и активных САОЗ. Однако разрыв теплообменных трубок ПГ приводит также и к формированию источника за пределы ГО (байпассирование ГО).

При перемещении расплава в воду возможно частичное доокисление смеси U-Zr-O, составляющей материал расплава. С одной стороны, развитая поверхность в результате фрагментации струи способствует интенсивному окислению, но с другой стороны, быстрое захолаживание поверхности капель и образование твёрдого оксидного слоя на их поверхности существенно ограничивает поступление кислорода в каплю. В ходе экспериментов серии ZREX с расплавами Zr/ZrO2 и Zr/сталь [55] были получены весьма противоречивые данные о масштабе окисления фрагментов струи расплава при взаимодействии с водой и соответствующей генерации водорода. Степень окисления Zr варьировалась от 5% до 25% массы Zr в струе при взаимодействии без парового взрыва (без внешнего триггера) и до 100% в случае паровых взрывов (которые возникали только в присутствии триггера).

В России эксперименты с взаимодействием расплавов прототипного состава с водой выполнялись на установке ТВМТ в ГНЦ РФ – ФЭИ (ZrO<sub>2</sub>+Fe) и в НПО «Луч» (UO<sub>2</sub>) [56].

Перемещение расплава воду и сопутствующая генерация большой массы пара играет важную роль в доокислении фрагментов ТВС и кориума, остающихся в а.з. Особенно важен этот процесс в сценариях ТА с большой точью (кроме проектов ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ), поскольку в них происходит быстрое осушение а.з., и из-за парового голодания большая часть твэлов не имеет достаточно толстого защитного слоя ZrO2.

## 2.3.4.1 Выход ПД при взаимодействии расплава с водой в НКР

Процессы, сопровождающие взаимодействие расплава с водой, могут приводить к дополнительному выходу из топлива продуктов деления. Этому способствует фрагментация струи расплава, пока фрагменты сохраняют достаточно высокую температуру поверхности. С другой стороны, выход ПД ограничивается образованием твердой корки на поверхности жидких фрагментов и быстрым (миллисекунды - секунды) остыванием фрагментов.

#### 2.3.4.2 Повторное взвешивание ПД

Выход ΠД остатков твёрдого ИЗ топлива В первый контур может интенсифицироваться по мере падения расплавленных материалов в область под обогреваемой заполненную частью а.з., теплоносителем, И сопутствующего

парообразования и роста расхода пара через разрушенную активную зону. Высокая скорость перегретой парогазовой смеси может вызывать повторное взвешивание ранее осевших аэрозолей и их выброс из первого контура под ГО.

Взвешивание ПД возникает, когда вследствие трения несущего газа о слой осаждения подъёмная или тангенциальная составляющая силы, стремящейся оторвать частицу от слоя осаждения, превышает силы, удерживающие частицы в слое осаждения.

Взвешивание осевших аэрозолей происходит также за счёт эрозии. Особенно эффективна эрозия, когда массовый расход и концентрация аэрозолей в потоке велики настолько, что происходит отскок частиц, падающих на слой осаждения, обратно в поток.

Также ранее осевшие аэрозоли могут повторно выходить в несущий поток газа в результате повторного испарения, вызванного изменением граничных условий потока (температуры, кислородного потенциала газа, концентрации пара в парогазовом потоке).

При повторном заливе а.з. и/или при запоздалой реализации мер по снижению давления в первом контуре в корпусе реактора также происходит активное парообразование и рост давления. Потоки пара, устремляющиеся с большим расходом из района а.з. к месту неплотности первого контура (течи ли открытому ИПУ КД), могут вызывать повторное взвешивание ранее осевших аэрозолей. Этот процесс играет особенно важную роль в случае ТА с байпассированием ГО, таких как потеря теплоотвода ко второму контуру с наложением отказа активной части САОЗ. Без реализации мер по управлению ТА такие аварии протекают на высоком давлении в первом контуре, сопровождаются медленным осушением и плавлением а.з., и приводят к разрыву ТОТ ПГ с истечением парогазовой среды из первого контура в неплотный второй контур и далее – в окружающую среду, минуя ГО. При разрыве ТОТ ПГ в первом контуре возникает высокоинтесивное течение парогазовой смеси, уносящее ранее осевшие ПД в течь.

Важное значение для величины повторного взвешивания имеет состояние слоя осаждения. Если слой пористый, что характерно для гравитационного осаждения монодисперсных частиц, взвешивание осевших аэрозолей происходит интенсивнее, чем в случае плотного слоя полидисперсных частиц, образовавшегося в результате термофореза.

# 2.3.4.3 Воздействие струи расплава на стенку корпуса

При контакте со стенкой корпуса струя расплава может вызывать локальную абляцию стенки, вплоть до образования в ней сквозного отверстия. Такие струи принято называть ударными. Поставарийное исследование внутренней части реактора TMI-2 показало наличие на внутренней поверхности днища корпуса реактора локальных повреждений в виде неглубоких каверн.

Интенсивность абляции стенки корпуса при воздействии ударной струи определяется множеством факторов [57]. В зависимости от температуры струи, температуры ликвидус струи, температуры стенки, температуры солидус стенки и температуры в зоне контакта струи и стенки выделяют четыре возможные конфигурации области взаимодействия струи с твёрдой горизонтальной стенкой (днищем) [58]:

– взаимодействие без фазовых превращений – в этом случае струя, ударяясь о стенку, растекается по ней более-менее равномерно, не затвердевая и не расплавляя стенку; этот случай характерен для наличия нагретой тугоплавкой корки на поверхности стальной стенки и легкоплавкой струи;

 – взаимодействие с образованием на поверхности стенки твёрдой корки из материала струи, по которой растекается жидкий материал струи; этот случай характерен для наличия холодной тугоплавкой корки на поверхности стальной стенки и легкоплавкой струи;

– взаимодействие с локальным (порядка диаметра струи) расплавлением стенки и образованием кратера, заполненного жидкой смесью материала струи и стенки – этот случай наиболее характерен для сильно перегретой стальной струи;

– взаимодействие с локальным (порядка диаметра струи) расплавлением стенки и образованием кратера, в котором донная часть заполнена жидкой массой материала стенки, над ней сохраняется твёрдая корка из материала струи, а над коркой растекается жидкий материал струи – этот случай характерен для оксидной струи.

Абляция стенки исключается, если струя структурно распадается до достижения поверхности стенки. Даже при неполной фрагментации, как показывают эксперименты (МС, PLATE, CSTI, MELT-I, CWTI), абляция днища ограничивается тугоплавкой оксидной коркой, экранирующей поверхность днища корпуса. Применительно к ВВЭР крайне маловероятно, чтобы при центральном перемещении расплава из а.з. струи расплава привели к раннему повреждению днища корпуса. Этому препятствует, вопервых, большой объём воды в НКР. Во-вторых, наличие опор ТВС и днища шахты реактора между днищем и а.з. В-третьих, при образовании на днище шахты реактора ванны расплава его вытекание на днище корпуса происходит либо через отверстия в днище шахты, либо в результате проплавления её стенки сбоку. В любом случае расплав выходит из шахты уже на малой высоте от днища реактора, что ограничивает импульс струи и делает маловероятным существенную абляцию днища корпуса.

Таким образом, значительная абляция стенки корпуса возможна лишь при перемещении значительных масс нефрагментировавшего расплава из а.з. в опускной участок и при отсутствии воды в НКР. Однако и в этом случае струя сначала будет контактировать с наклонными поверхностями днища, что, как показывают эксперименты BLOKKER I, не приводит к абляции стенки.

Таким образом, негативное воздействие импактных струй в случае ТА ВВЭР можно считать крайне маловероятным и исключить из практического рассмотрения основных сценариев ТА. Физика явления изучена на данный момент достаточно хорошо.

## 2.3.4.4 Теплообмен в слое фрагментировавшего расплава

В результате взаимодействия с холодной водой (~450–550 К) кориум охлаждается, вплоть до температуры ликвидус расплава. Фазовое состояние капли кориума (толщина внешней затвердевшей корки) определяет процессы коалесценции и агломерации капель. Спекание отдельных капель расплава и остывание их поверхности снижает суммарную поверхность теплообмена кориума с водой (паром) и снижает интенсивность окисления.

В результате осаждения и накопления кориума на дне опор ТВС или днища корпуса реактора образуется придонный слой дебриса. На основании выполненных экспериментов различают три вида придонного слоя:

1) полностью фрагментированный, состоящий из отдельных полностью затвердевших частиц расплава;

2) частично агломерированный, состоящий из отдельных частиц и крупных фрагментов (агломератов), с сохранением частичной пористости;

3) полностью спекшийся («cake») с минимальной или отсутствующей пористостью.

Без дополнительной подпитки вода в порах слоя дебриса на дне опор TBC или на днище корпуса реактора быстро выкипает, а замещение пара водой в порах, особенно в глубине слоя, затрудняется большим гидравлическим сопротивлением пор и встречным потоком пара. Более эффективное охлаждение возможно только на верхней границе через паровую плёнку, однако этот механизм теплообмена малоэффективен и не позволяет охладить весь слой. Внутреннее тепловыделение в пористом слое приводит к его почти адиабатическому разогреву и плавлению.

Подтверждением плавления в тепловыделяющем дебрисе под слоем воды служит факт образования расплава внутри кориума, заливавшегося водой при аварии на TMI-2.

Образование того или иного вида придонного слоя определяется, в основном, состоянием и составом частиц расплава в момент достижения ими дна бассейна. Обширные исследования конфигурации слоя образующегося дебриса в зависимости от глубины водного бассейна относительно длины фрагментации струи, степени перегрева расплава, величины недогрева воды и диаметра струи проводились в КТН (Швеция) на

установке DEFOR (серии -O, -M, -A и -S) [59] с модельными оксидными расплавами. Характеристики дебриса прототипного расплава UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> были получены в экспериментах FARO. В обеих экспериментальных программах были получены достаточно близкие распределения фрагментов по размеру (со средним размером 3-4 мм). В экспериментах DEFOR-A было показано, что с увеличением перегрева расплава и уменьшением глубины слоя воды доля спекшихся частиц существенно возрастает.

Важнейшим вопросом является возможность и условия поддержания длительного теплоотвода от слоя дебриса к воде. После образования пористого слоя теплообмен в дебрисе происходит в 2 стадии. На первой стадии происходит быстрое выпаривание воды из пор, частичное остывание поверхности фрагментов и поступление более холодной воды в поры, вызывающее быстрое охлаждение («quench»). Время между осушением пор и поступлением в них воды играет ключевым параметром, определяющим возможность охлаждения кориума на этой стадии, поскольку большая задержка залива пор водой приводит к повторному разогреву фрагментов до плавления и к заполнению пор расплавом. Процесс залива дебриса водой как сверху, так и снизу изучался в ранних экспериментах Тютю, Гинсберга, Тунга и Дира, Шо-Бова (достаточно полный обзор приведён в работе [60]) и более поздних экспериментах DEBRIS [61], PRELUDE [62], PEARL [63]. На эффективность заполнения пор водой таже влияет процесс окисления металлических компонент дебриса, поскольку он сопровождается образованием в порах неконденсирующегося водорода, блокирующего доступ воды, и дополнительным тепловыделеним. Также представляет интерес процесс плавления металлических компонент дебриса с последующим заполнением пор расплавом (эксперименты REMCOD [64], SIMECO-2 [65]).

Вторая стадия описывает длительный теплоотвод от дебриса. Исследования второй стадии теплообмена в дебрисе проводились за рубежом в ходе многочисленных экспериментальных программ. В качестве критерия нарушения охлаждаемости дебриса на этой стадии рассматривается кризис теплообмена второго рода. Поэтому большое количество экспериментов было направлено на изучение условий течения двухфазного потока в пористой среде (перепада давления из-за трения – эксперименты POMECO-FL) и оценку максимальной плотности теплового потока до начала кризиса при верхнем и нижнем заливе водой (SILFIDE [66], COOLOCE [67], POMECO-HT [68]).

В целом, можно констатировать достаточно высокий уровень накопленных знаний о теплообмене в пористом слое дебриса. В основном результаты экспериментальных исследований применимы и к ВВЭР.

# 2.3.4.5 Распределение дебриса в НКР

После расплавления стенок опор или нижней решётки расплав перемещается в пространство между опорами. Дальнейший путь расплава зависит от особенностей конструкции реактора ВВЭР. В ВВЭР–440 днище шахты отсутствует, и после разрушения нижней решётки расплав перемещается непосредственно на днище корпуса. В проектах ВВЭР большей мощности шахта имеет перфорированное днище для прохода теплоносителя. Поэтому кориум собирается на днище шахты. В этой области ещё сохраняется вода, поскольку отсутствует тепловыделение.

Вследствие продолжающегося тепловыделения в топливе, содержащегося в смеси дебриса и расплава, расширяется жидкая фаза, куда постепенно переходит также сталь расплавляемых опор ТВС. После того, как внутри днища шахты образуется обширная тепловыделяющая ванна расплава, за счёт конвективных потоков боковая стенка днища шахты локально расплавляется, и расплав заполняет свободное пространство вдоль днища корпуса реактора.

Описанная схема распределения дебриса составлена исходя из конструктивных особенностей НКР ВВЭР. Эксперименты для этой стадии ТА в геометрии, близкой к прототипной, не проводились.

# 2.3.4.6 Образование и расслоение многокомпонентного расплава

Расплав представляет собой раствор U-Zr-Fe-O с примесями B, C, Ni, Cr и некоторых других компонент конструкционных материалов, а также продуктов деления. Поскольку растворимость компонент стали в расплаве кориума мала, расплав на днище корпуса реактора образует две несмешивающиеся жидкости: оксидную (UO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>) с небольшой примесью неокисленного Zr, и металлическую, которая состоит, в основном, из жидкой стали с примесью Zr и U. Значения плотности оксидной и металлической фаз расплава при термодинамически равновесных составах различаются, поэтому в расплаве образуются несмешивающиеся жидкие слои разного состава.

Феноменология расслоения высокотемпературного расплава в широком диапазоне возможных условий широко исследовалась в экспериментальных программах, сначала в экспериментах MASCA [69], затем – в сериях METCOR, CORPHAD [70], CORDEB и CORDEB-2 [71], VITI [72]. В экспериментах MASCA было впервые показано, что отношение плотностей оксидной и металлической компонент расплава зависит от изначального соотношения масс оксидов и стали, образовавших данную массу расплава, и от температуры расплава. Из-за разных плотностей и преобладания гравитационных сил расслоение расплава имеет вид вертикальной стратификации.

Также в экспериментах MASCA было впервые показано, что если в расплаве присутствует неполностью окисленный Zr и сталь (только Fe или смесь Fe, Cr и Ni, – не важно), происходит процесс частичного восстановления оксидов урана и выход свободного урана из оксидной фазы. Далее восстановленный уран растворяется в металлическом расплаве. Фактически сталь вытягивает более плотный уран из оксидного расплава. Образующаяся металлическая смесь не смешивается с оксидным расплавом. При этом освобожденный кислород из UO<sub>2-х</sub> окисляет свободный цирконий, в результате степень окисления циркония в кориуме возрастает. Учитывая, что плотность урана много выше плотности стали, при достаточном насыщении металлического слоя ураном металлический расплав может оказаться тяжелее, чем оксидный расплав. В результате металлический расплав опускается на днище реактора, а более лёгкий оксидный расплав расплава.

В то же время эксперименты MASCA продемонстрировали, что количество восстановленного U в расплаве тем выше, чем меньше степень окисления кориума. При степени окисления свободного Zr не менее 80 % выход металлического U практически не наблюдался. Если перенести параметры эксперимента на условия TA BBЭP и учесть термодинамические состояния [73], условием инверсного расслоения будет низкая степень окисления Zr (не более 30%) и достаточно небольшая (10–15 т) масса стали в расплаве.

В реакторах ВВЭР из стали изготовлены окружающие а.з. ВКУ и металлоконструкции в НКР: выгородка а.з., нижняя и верхняя дистанционирующие решётки а.з., БЗТ, хвостовики ТВС, опоры ТВС, днище шахты реактора. Суммарное количество стали, которое расплавляется на стадиях аварии до формирования ванны расплава на днище и поступает в расплав в НКР, существенно превышает порог 15 т. В этой связи применительно к ВВЭР инверсное расслоение расплава непрототипно. Более вероятна конфигурация расплава, в которой плотность металлической компоненты меньше плотности оксидов, вследствие чего металлы располагаются над оксидами. Такое расслоение условно назвали нормальным.

Инверсное расслоение актуально для TA на реакторах PWR и BWR, поскольку в них отсутствуют массивные стальные конструкции в HKP, и доля стали в расплаве относительно невелика. Кроме того, днища реакторов имеют перфорацию для введения муфт приводов СУЗ. Поэтому концентрация источника тепла в донной части, связанная с тепловыделением в нижнем металлическом слое, определяет условия нагружения мест приварки муфт к днищу и разрушения кожухов приводов, через которые расплав может вытекать из корпуса. Также в качестве вероятной конфигурации расплава для реакторов PWR и BWR рассматривается так называемая трёхслойная конфигурация бассейна расплава. Она является развитием инверсного расслоения в случае, если над верхним оксидным слоем формируется несмешивающийся с ним металлический расплав в результате плавления металлоконструкций над расплавом. Поскольку объём расплавленной стали невелик, толщина верхнего слоя будет меньше, чем в случае нормальной стратификации.

Распределение материалов в ванне расплава важно для определения места разрушения корпуса реактора и последовательности поступления материалов в УЛР или на пол бетонной шахты после сквозного проплавления стенки корпуса реактора.

## 2.3.4.7 Теплообмен в тепловыделяющей ванне расплава

Согласно экспериментальным данным (РАСПЛАВ, BALI, СОРО), распределение потока тепла при конвекции тепловыделяющего расплава в сосуде полусферической и близкой к ней формы неоднородно и имеет выраженный максимум в верхней части. При внутреннем нагреве ядро расплава нагревается и расширяется относительно более холодных периферийных областей, граничащих с холодной стенкой корпуса. В результате архимедовой силы горячие массы поднимаются к верхней поверхности и вытесняют более холодные и плотные массы на периферии вниз. При движении этих масс вдоль холодной стенки корпуса они дополнительно охлаждаются, за счёт трения в погранслое тормозятся, коэффициент теплоотдачи к стенке уменьшается. В результате тепловой поток на стенку уменьшается вдоль образующей корпуса в направлении к полюсу днища. Вблизи полюса скорость расплава и теплоотвод к стенке минимальны, поэтому расплав начинает нагреваться и всплывать к поверхности. Всплытию горячей массы в ядре расплава способствуют опускающиеся по периферии холодные массы расплава. В результате в бассейне расплава образуется контур циркуляции. Максимум теплового потока на стенку в однородном (нерасслоенном) бассейне расплава приходится на область вблизи верхней поверхности расплава, где скорость горячего потока вдоль стенки максимальна.

Максимальная температура в ядре ванны расплава, т.е. перегрев расплава относительно температуры ликвидус, определяется остаточным тепловыделением в расплаве, теплоотводом со свободной поверхности и к стенке корпуса. В свою очередь, от температуры расплава и интенсивности конвекции зависит скорость выхода из расплава радиоактивных продуктов деления, которые определяют остаточное тепловыделение.

В условиях, характерных для ТА на ВВЭР, конвективные потоки в расплаве носят турбулентный характер. Конвекция определяет как общий тепловой поток на стенки и днище корпуса реактора, так и его распределение. Максимум теплового потока определяет место и время сквозного проплавления корпуса, а с учётом расслоения расплава - состав и расход расплава, вытекающего из корпуса.

Стратификация расплава на оксидный и металлический слои существенно влияет на распределение теплового потока на стенку. После стратификации расплава продукты деления топлива, определяющие величину и скорость снижения ОТВ, растворяются преимущественно в оксидной фазе, но часть их может частично переходить в металлическую фазу. Поэтому тепловыделение в расслоенном бассейне расплава неоднородно, а в случае характерной для ВВЭР нормальной стратификации основное тепловыделение происходит в нижнем (оксидном) слое.

Вследствие особенностей конвективного течения не менее 50 % тепла, генерируемого в оксидном слое, передаётся за счёт конвекции в вышележащий металлический слой. Тепловой поток излучением с верхней поверхности металлического слоя недостаточен, чтобы отвести поступающее снизу тепло. В результате металлический слой перегревается, и за счёт турбулентной конвекции большая часть тепла, поступающего в него снизу, направляется вбок, на стенку корпуса. Такое распределение тепловых потоков в расслоенном расплаве, условно названное «эффектом фокусировки», не имеет экспериментального подтверждения и основано на аналитических результатах. В

соответствии с этим эффектом ожидаемое место расплавления стенки корпуса ВВЭР приходится на область контакта стенки с металлическим слоем.

Важным явлением, сопровождающем теплообмен в бассейне расслоенного расплава, является образование тонкого слоя смешанного состава между оксидным и металлическим слоями. Это явление связано со значительной разностью температур жидких слоёв и высокой температурой солидус оксидного расплава. В настоящее время отсутствуют надёжные данные о структуре пограничного слоя. В некоторых модельных представлениях он представляет собой сплошную корку примерно постоянной толщины, которая определяется тепловым потоком от оксидного слоя к металлическому слою и теплопроводностью материала корки (смеси оксидов). В общем случае, с учётом интенсивности массовых потоков и большой площади границы, этот слой не сплошной, а представляет собой смесь жидкой и твёрдой фаз смешанного состава (оксиды и металлы).

## 2.3.4.8 Эффект щелевого охлаждения расплава

После аварии на АЭС ТМІ-2 долгое время оставалось неясным, почему днище корпуса реактора сохранило целостность практически без деформации, в то время как, с одной стороны, давление внутри корпуса длительное время значительно превышало давление в контейнменте, а с другой стороны, были явные свидетельства, по крайней мере, локального разогрева днища кориумом. Для объяснения этого была выдвинута гипотеза о возникновении особого режима теплообмена кориума с водой (получившего название «gap cooling» – охлаждение в зазоре), при котором между кориумом и корпусом образовывался зазор, в который проникал теплоноситель, и пристеночные слои расплава охлаждались за счёт испарения теплоносителя. Поскольку в ходе аварии операторам удалось восстановить подачу воды в реактор, убыль массы теплоносителя в НКР постоянно компенсировалась. Выпаривание воды из щели поддерживалось притоком воды снизу. Таким образом, устанавливался устойчивый теплоотвод от расплава в режиме кипения теплоносителя в зазоре между расплавом и корпусом реактора.

С целью проверки возможности и эффективности такого режима в КТН (Швеция) был выполнен эксперимент EC-FOREVER-5. После того, как вследствие ползучести модели корпуса достигалась определённая степень его раздутия и, соответственно, образовывался зазор между стенкой корпуса и тугоплавкой коркой на боковой границе расплава, внутрь модели корпуса подавалась вода. Образование корки на боковой поверхности расплава достигалось подбором соответствующей температуры расплава. Результаты эксперимента показали, что вода проникала в зазор лишь на очень малое расстояние, и поэтому не обеспечивала охлаждение корпуса. Охлаждение кориума было очень незначительным. Посттестовые металлографические анализы показали, что вследствие быстрого захолаживания поверхностного слоя расплава произошла его фрагментация в верхней части на глубину 6-7 см. Таким образом, в настоящее время отсутствуют надёжные данные об эффективности охлаждения кориума и корпуса за счёт поступления воды в зазор между ними, хотя образование самого зазора удавалось воспроизвести в экспериментах. Поэтому данный механизм охлаждения расплава применительно к BBЭP также считается маловероятным.

# 2.3.4.9 Теплообмен на поверхности расплава

Если на стадии удержания расплава в реактор не подаётся вода, поверхность бассейна расплава излучает тепло в окружающее пространство. Тепловое излучение с поверхности расплава влияет на два важных процесса. С одной стороны, оно нагревает и частично расплавляет стальные ВКУ (низ выгородки, шахты реактора). Дополнительное поступление массы стали в расплав способствует нормальной стратификации. Также в расслоенном бассейне расплава дополнительная масса стали увеличивает толщину металлического слоя и, соответственно, уменьшает плотность теплового потока на стенку корпуса. С другой стороны, тепловое излучение уменьшает тепловой поток на корпус реактора.

Если поверхность ванны расплава находится под водой, возникает теплообмен с водой в режиме плёночного кипения с эффективным коэффициентом теплоотдачи ~1000 Вт/м<sup>2</sup>К. При этом на поверхности расплава, особенно оксидного, может формироваться твёрдая корка. Теплообмен перегретых твёрдых стенок с водой в режиме плёночного кипения хорошо исследован. Однако из-за конвекции в расплаве корка на поверхности ванны распава может быть несплошной и перемежаться жидкой фазой.

Если вода падает сверху на поверхность расплава – например, за счёт включения активных САОЗ, позднего слива ГЕ САОЗ или КД, – при свободном падении с большой высоты (примерно 6-7 м) капли могут углубляться под поверхность расплава, и при испарении вызывать локальное извержение пара, провоцируя выброс капель и аэрозолей над расплавом.

Процесс взаимодействия воды, подаваемой в корпус извне, с зеркалом расплава изучался в эксперименте EC-FOREVER-6 [74]. Подача воды в модель корпуса, заполненную легкоплавким оксидным расплавом, производилась после установления в ванне расплава квазистационарной конвекции. Перед началом подачи воды были открыты три сбросных клапана в верхней части модели корпуса. Благодаря этому давление внутри корпуса снизилось к моменту времени, когда вода достигла поверхности расплава, с 2,5 МПа до 0,7 МПа. Затем в эксперименте наблюдался резкий пик давления. В результате контакта воды с поверхностью расплава давление в корпусе возрастало до ~2,3 МПа за время около 10 с. Кипение воды на поверхности расплава сопровождалось выбросом мелких капель расплава. Рост давления сменялся столь же быстрым падением, что объясняется увеличением расхода подаваемой воды и охлаждением приповерхностного слоя расплава с образованием твердой корки. Над поверхностью расплава образовался слой недогретой воды, и образование пара на границе слоя воды за счёт нагрева от расплава через корку компенсировалось его конденсацией при пробулькивании. Посттестовый анализ показал, что в расплаве, по мере его затвердевания, образовывались трещины и поры. Это свидетельствует о более интенсивном теплообмене между расплавом и водным бассейном по сравнению с режимом плёночного кипения, и о необходимости учёта этого эффекта в расчётном анализе. В то же время надёжные экспериментальные данные, описывающие количественно этот процесс, отсутствуют. В упомянутом выше эксперименте EC-FOREVER-5 с заливом водой ванны расплава в модели корпуса реактора в начальный период теплообмена на зеркале расплава максимальное оценённое значение плотности теплового потока составило примерно 1,8 МВт/м<sup>2</sup>. В дальнейшем, после образования тугоплавкой корки, плотность теплового потока снизилась до ~0,3 MBT/м<sup>2</sup> примерно за 300 с. Далее эта величина всё более уменьшалась.

В нашей стране процессы, сопровождающие залив поверхности расплава водой, исследовались в рамках совместных экспериментов СПбГЭТУ, НИТИ и ВНИПИЭТ [75]. Эксперименты были выполнены на установках тигельного типа разного масштаба (масса расплава от 50 г до 130 кг), но много меньше размеров корпуса реактора, с использованием металлических расплавов стали и сталь-цирконий. Целью экспериментов была проверка возможности возникновения взрывов в процессе взаимодействия воды с расплавом, кинетики окисления расплава и генерации водорода. В результате этих экспериментов было продемонстрировано, что в температурном интервале 1500–1945°C взрывных эффектов при подаче воды на поверхность расплава нержавеющей стали, низколегированной стали и смеси стали и циркония не наблюдалось.

## 2.3.4.10 Окисление расплава при заливе водой

Взаимодействие с водой приводит к интенсивному доокислению Zr в составе расплава и к дополнительной генерации водорода. Эти процессы очень важны, но их относительная роль с точки зрения протекания TA до конца не понятна. В результате совместных экспериментов СПбГЭТУ, НИТИ и ВНИПИЭТ [75], были получены следующие результаты:

 выход водорода имеет максимум в начале взаимодействия воды с расплавом, и затем снижается предположительно по экспоненциальному закону с зависимостью от температуры типа аррениусовой;

– повышение доли циркония в расплаве приводит к значительному увеличению выхода водорода; так, при добавлении 5–10% циркония выход водорода за первую минуту взаимодействия воды с расплавом возрастает в 3–8 раз при температуре расплава 1750°С; при более высоких температурах это значение может составлять 50–100 раз;

– в случае наличия жидкого слоя FeOx на поверхности расплава, выход водорода падает в 1,8 раза по сравнению с выходом при непосредственном взаимодействии воды с жидкой сталью; при этом толщина слоя в экспериментах задавалась как начальное условие (20 мм), образование этого слоя в процессе эксперимента не моделировалось;

– водород частично растворяется в расплавленном металле, о чём свидетельствует наличие значительного количества пузырей в слитке металла, полученном при быстрой кристаллизации без выдержки после подачи воды.

экспериментальные Полученные данные, несмотря на ИХ ценность, характеризуются большими неопределённостями. Неопределённости связаны как с наличием побочных эффектов, влиявших на результат (дополнительное окисление боковой поверхности расплава воздухом, паром и компонентами тигля), так и со сложностью измерений (отсутствие надёжных данных по растворению водорода в расплаве в свободном виде, в виде анионов или катионов; отсутствие достоверной информации об изменении температуры поверхности расплава после подачи воды). Однако авторами экспериментов утверждается, что полученные данные по выходу водорода можно считать консервативными. Более подробная информация о результатах этих экспериментов содержится в отчётах [76], [77] и работе [78].

Эффект залива расплава водой требует дополнительного изучения.

## 2.3.4.11 Выход ПД из ванны расплава в НКР

После перехода в расплав большей части топлива основным источником ПД становится расплав. Результаты анализа аварии на АЭС ТМІ-2 показали, что из образовавшегося бассейна расплава продолжали выходить летучие продукты деления (I, Cs, Xe) [79]. Согласно [80], в результате выхода только благородных газов и летучих форм ПД, имеющих температуру испарения ниже температуры расплава, величина ОТВ в бассейне расплава может снизиться на 25 %.

Мощность поверхностного потока ПД с зеркала расплава определяется процессом образования ПД, химическими реакциями, транспортом ПД в расплаве и их выходом из расплава. Существенную роль в этом играет состав расплава, его расслоение, температура.

Выход летучих и слаболетучих форм ПД из расплава в основном происходит в виде химических соединений. Из-за высокой температуры расплава летучие ПД (Cs, I) и благородные газы (Kr и Xe) находятся в нём в газовой форме. Соответственно их выход определяется скоростью поступления газовых пузырей к зеркалу расплава. Благородные металлы (Mo, Rh, Ru) нерастворимы как в твёрдом, так и в жидком UO<sub>2</sub>. Они ведут себя в расплаве как газы и выходят посредством нуклеации или диффузии в пузырь. Нуклеация пузырей возникает, когда парциальное давление пара, растущее по мере разогрева расплава, превышает давление в бассейне расплава. Образовавшиеся пузыри переносятся конвективными потоками. Пузыри могут покинуть расплав лишь после достижения определённого размера. Таким образом, динамика выхода ПД из расплава характеризуется процессами нуклеации, слияния, роста и всплытия пузырей [81].

Важным фактором, влияющим на выход летучих ПД из ванны расплава, является давление над поверхностью расплава. Оно определяет характерный радиус пузыря и скорость его роста. Поэтому изменение давления в реакторе непосредственно влияет на процесс выхода ПД из расплава.

Слабо летучие или нелетучие ПД пребывают в конденсированной фазе из-за низкого парциального давления их паров. При наличии над зеркалом окислительной

среды слаболетучие ПД при определенных температурах расплава могут интенсивно окисляться. Так, при высокой температуре (>2850 K) редкоземельные элементы, такие как Eu и Ce, образуют оксиды Eu<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Ce<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, стронций Sr окисляется до SrO, a Ru и Sb остаются в виде металлов, не растворяющихся в расплаве, и могут образовывать сплавы с другими металлическими компонентами [82]. Оксиды актинидов и редкоземельных элементов растворяются в жидком UO<sub>2</sub>, а Sr и Ba могут даже образовывать эвтектические сплавы [81].

В целом, выход слабо- и нелетучих элементов определяется одновременно конвективным массопереносом, температурой расплава и кислородным потенциалом среды над поверхностью расплава. При этом в ТА ВВЭР наиболее вероятна конфигурация расплава с нормальным расслоением, а степень окисления среды над расплавом мала, так она представляет собой смесь пара и водорода с преобладанием последнего.

Следует отметить, что, например, тот же рутений образует летучие оксиды RuO<sub>3</sub> и RuO<sub>4</sub>, но при температурах 1000–1500 °C, существенно более низких по сравнению с характерной температурой оксидного расплава, и при наличии в окружающей среде молекулярного кислорода (в водяном паре окисление не происходит) [83]. Поэтому интенсивный выход Ru можно ожидать только в сценариях со значительным доступом кислорода в корпус на стадии разрушения а.з., что непредставительно для TA BBЭP. В представительных сценариях TA корпус реактора на стадии разрушения а.з. заполнен смесью пара и водорода. Наличие кислорода в корпусе возможно в сценариях со снятой крышкой реактора, за счёт конвективного подмешивания из центрального зала, но эксперименты или расчёты для количественной проверки этого эффекта не проводились.

При подаче воды на поверхность расплава возможно кратковременное увеличение выхода ПД в связи с интенсивным теплообменом между расплавом и водой. Но в дальнейшем, при образовании слоя воды над расплавом на его поверхности формируется тугоплавкая корка, препятствующая выходу ПД, а также слой воды, в котором в процессе барботажа частично фильтруются ПД.

В эксперименте METCOR MC-2 (воздушная среда над расплавом) был выявлен интенсивный выход из расплава летучих окислов U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>. Скорость выхода была оценена величиной 0,21 кг/см<sup>2</sup>/ч в диапазоне температур 2000-2250 °C. Этот процесс привел к изменению температуры ликвидус расплава и, соответственно, степени перегрева расплава. Этот процесс может играть определённую роль при инверсной стратификации или при её отсутствии, но лишь в сценариях с наличием сильноокисляющей среды над расплавом (воздуха). Поэтому важность этого процесса при TA на BBЭP низкая.

#### 2.3.4.12 Растворение стали корпуса в контакте с металлическим расплавом

После стратификации ванны расплава внутри корпуса реактора металлическая фаза содержит уран и цирконий, доля которых зависит от общего количества стали и степени окисления расплава. Из диаграммы состояния системы Fe–Zr [84] следует, что существует состав с минимумом температуры плавления около 1350°C, отвечающий содержанию циркония 15% по массе. Достаточно полные исследования трёхкомпонентной системы U–Zr–Fe неизвестны, но вследствие близких химических свойств циркония и урана и низкой температуры U-Fe эвтектики (~1080 °C) можно ожидать, что в такой системе также возможны состояния с пониженной температурой плавления.

Экспериментальные свидетельства растворения стальной стенки расплавом U–Zr–Fe неизвестны. Существенным фактором может оказаться присутствие никеля и хрома в расплаве, а также бора. Для оценки минимума температуры плавления стальной стенки корпуса при реализуемых составах композиции U–Zr–Fe металлического расплава необходимы эксперименты с прототипным составом расплава и материала стенки, а также с прототипными условиями граничного тепло- и массообмена.

## 2.3.4.13 Повторная критичность при контакте расплава с водой

В процессе перемещения расплава из а.з. в НКР и накопления дебриса в НКР могут возникать условия для повторной критичности топлива. Этому способствует

фрагментация струи расплава и относительно холодная вода, заполняющая НКР. С другой стороны, возможность выхода в критическое состояние на этой стадии ограничивается интенсивным парообразованием, наличием бора как в составе расплава, так и в составе воды (в сценариях на низком давлении), наличием выгоревшего топлива. На стадии заполнения НКР кориумом до образования обширной ванны расплава критичность ограничена теми же факторами, только тепло- и массообмен с пароводяной смесью происходит внутри слоя пористого дебриса, образованного фрагментировавшим расплавом. Данные о характерной пористости дебриса, паросодержании в НКР и составе дебриса в совокупности позволяют определить размножающие свойства образовавшейся водо-урановой решётки и сделать вывод о возможности начала цепной реакции. В свою очередь, дополнительное энерговыделение в дебрисе может изменить состояние системы так, что она вновь станет подкритичной. После повторного плавления дебриса и образования обширного бассейна расплава вероятность выхода топлива в критическое состояние крайне мала, так как такое состояние кориума возможно при полном или существенном осушении НКР, а если сценарий ТА предполагает восстановление подпитки реактора водой, то подаваемая от САОЗ вода содержит борную кислоту. Тем не менее, для конкретных сценариев ТА необходимы специальные расчётные анализы с использованием нейтронно-физических кодов.

### 2.3.4.14 Термомеханика корпуса реактора

На механическую прочность корпуса реактора, содержащего бассейн расплава, в общем случае оказывают влияние следующие процессы:

– напряжения вблизи внешней границы корпуса, находящейся в упругом состоянии;

- высокотемпературная ползучесть материала корпуса;

- пластическая деформация корпуса;

– изменение свойств материала корпуса вследствие химического воздействия оксидного расплава (окисление, обезуглероживание).

Напряжённо-деформированное состояние корпуса реактора определяется следующими нестационарными нагрузками:

– перепад давления парогазовой смеси на стенке корпуса;

- собственный вес корпуса с расплавом;

- тепловой поток от расплава и тепловой поток с внешней поверхности корпуса.

В большинстве рассматриваемых ТА ВВЭР перепад давления в первом контуре на стадии удержания расплава не превышает 1 МПа. При больших и средних течах теплоносителя снижение давления в корпусе реактора и рост давления под ГО обеспечивается потерей теплоносителя, а при полном обесточивании, малых течах и потере теплоотвода ко второму контуру – своевременными действиями оператора по открытию линии САГ и ИПУ КД, и в проектах ВВЭР-1200, -ТОИ – работой СПОТ ПГ.

Аналитические оценки показывают, что при самом быстром представительном сценарии разрушения а.з., вызванном гильотинным разрывом петли ГЦТ, скорость фронта плавления стенки корпуса составляет ~0,3 мм/с. Следовательно, время сквозного проплавления стенки составляет около 600 с. В других ТА кориум перемещается в НКР позже, т.е. ОТВ в ванне расплава меньше (15–20 МВт вместо 27 МВт), и фокусированный тепловой поток на стенку корпуса также меньше, а скорость абляции стенки составляет ~0,15 мм/с.

Когда слой металла начинает расплавлять стенку корпуса, она еще относительно холодная, температура в ее центре составляет ~870 К. При этой температуре эффективное напряжение в стенке на порядок меньше предела текучести материала корпуса 15Х2НМФА [85]. В дальнейшем, по мере плавления стенки окружные и осевые напряжения возрастают за счет уменьшения её толщины. С другой стороны, нагрев остаточной стенки сопровождается снижением прочности стали. При нагреве до высоких температур предел текучести снижается значительно быстрее, чем возрастают

напряжения. Поэтому механическое разрушение может произойти даже при относительно небольших нагрузках. Предел текучести 15Х2НМФА известен до 1000 °C (около 25 МПа). Поэтому в качестве верхней оценки можно принять полную потерю прочности стенки при средней температуре 1000°C. Согласно аналитическим оценкам, при достижении этой температуры остаточная толщина стенки составляет около 110 мм. Учитывая скорость радиального продвижения фронта плавления (0,3 мм/с), корпус реактора разрушается через 330 с после начала контакта с расплавом. Таким образом, разрушение стенки корпуса вследствие сквозного проплавления происходит всего на 6 минут позже времени ожидаемой потери прочности.

Эта разница во времени невелика по сравнению с минимальным временем развития аварии до этой стадии (~1,5 часа на ВВЭР-1000) и характерной длительностью удержания расплава в корпусе (~1 час). Уменьшение времени отказа корпуса реактора на 6 минут также не влияет на радиационные последствия, поскольку основное количество РБГ и летучих ПД выходит под ГО еще на стадии разрушения а.з. Это также не влияет и на отказа ГО по механизму сквозной абляции бетона, поскольку опыт моделирования ТА на ВВЭР показывает, что за 6 минут не происходит существенного изменения параметров расплава (температуры, состава, массы).

Учитывая, что в сценариях ТА с поздним перемещением кориума в НКР плавление стенки протекает медленнее (≥0,15 мм/с), разница во времени между механическим и тепловым разрушением корпуса реактора будет несколько больше (≤ 12 минут). Но это время остаётся много меньше длительности внутрикорпусной стадии аварии.

Поэтому можно заключить, что для прогноза времени разрушения корпуса реактора при TA на BBЭP с перепадом давления на стенке менее 1–2 МПа детальные механические расчеты не требуются. Такие расчеты не могут уменьшить неопределенность характерных времен и последствий представительных TA.

В сценариях ТА с сохранением плотности первого контура, а также с бездействием персонала или неуспешностью мер по снижению давления перепад на стенке корпуса может превышать 1 МПа, и учёт термомеханических процессов становится важным. Экспериментальные исследования разрушения корпуса реактора PWR совместным воздействием расплава и высокого давления проводились в серии EC-FOREVER [86]. Характер раскрытия бреши в этих экспериментах свидетельствует о том, что даже в отсутствие подплавления стенки в корпусе в момент разрыва образуется горизонтальная и довольно протяжённая щель. Для отечественных корпусных сталей подобные эксперименты не проводились.

Также отметим, что в общем случае на скорость движения фронта плавления в стенке влияет фактическая теплопроводность корпусной стали в диапазоне температур от комнатной до температуры плавления и температура растворения стали в присутствии В, U и Zr, которая может быть ниже температуры плавления [22]. Поэтому большое значение имеют соответствующие экспериментальные данные, в настоящее время отсутствующие.

Механическое высокотемпературное нагружение корпуса может иметь место и до формирования бассейна расплава на днище, поскольку ещё на конечной стадии разрушения а.з. стенка корпуса может нагреваться до высоких температур за счёт теплового излучения от шахты реактора, особенно в случае реализации сценария с боковым перемещением расплава в НКР.

С точки зрения прочности корпуса ВВЭР при нагреве до высоких температур без контакта с расплавом первостепенный интерес представляют свойства стали. Высокотемпературное поведение стали SA533B1 (США), ближайшего зарубежного аналога корпусной стали ВВЭР, изучено достаточно хорошо [87]. Свойства SA533B1 исследовались в рамках проектов LHF [88] и OLHF [89]. Высокотемпературные термомеханические свойства европейских корпусных сталей (16MND5) исследовались в рамках экспериментальной программы REVISA в тестах на одноосное растяжение образцов при разных скоростях деформации (1%/мин, 2,5%/мин, 50%/мин) и высокой

температуре (800 °C), а также в более современных тестах [90], [91] на многоосную ползучесть при 650 °C и 700 °C. В результате для стали 16MND5 была составлена база свойств [92], включающая все три стадии ползучести.

Что касается сведений о высокотемпературных механических свойствах корпусных сталей ВВЭР (15Х2МФА, 15Х2МФА–А, 15Х2НМФА, 15Х2НМФА–А), то они остаются довольно ограниченными. Для сталей 15Х2МФА, 15Х2МФА-А данные норм расчёта на прочность [93] охватывают диапазон температур от 293 К до 823–873 К, а для сталей 15Х2НМФА, 15Х2НМФА, 15Х2НМФА-А – от 293 К до 673 К. Таким образом, прочностные свойства отечественных корпусных сталей остаются неизученными в достаточно большом и важном с точки зрения сценариев тяжёлых аварий диапазоне температур от 673 К до 1000–1100 К. Кривые ползучести непосредственно для реакторных сталей ВВЭР в нормах расчёта на прочность отсутствуют. Изохронные кривые для стали 15Х1М1Ф, наиболее близкой по составу к корпусной из марок, приведённых в нормах, ограничены температурами 773–843 К. Исследования по высокотемпературному поведению, выполненные в последние 20 лет, включают исследования деформирования стали 15Х2НМФА-А при температуре 900–1300 °C [94], 20–1100 °C [95], 800–1300 °C [96].

Механические характеристики стали 15Х2НМФА-А исследовались в МЭИ в диапазоне температур 20–1000 °С [96]. Были выполнены кратковременные (5–8 ч) испытания на одноосное растяжение стержневых образцов, вырезанных в трёх взаимоперпендикулярных направлениях. В результате были определены температурные зависимости модуля упругости, условного предела текучести, временного сопротивления разрыву и коэффициента линейного температурного расширения корпусной стали.

Следует отметить, что даже для одноосных испытаний требуется исследование влияния на механические свойства агрессивной среды (окисления), особенно при контакте с расплавом. Кроме того, важный вопрос заключается в обосновании переносимости результатов одноосных испытаний на многоосное нагружение. Для этого необходимы эксперименты по наддуву стальных сосудов до разрушения, проведённые на массивных моделях, аналогично интегральным экспериментам LHF и FOREVER.

Химический состав отечественных реакторных сталей в целом очень близок к составу сталей, используемых в корпусах PWR во Франции и Германии. При изготовлении корпусов используются схожие процедуры термообработки. В то же время, имеются значительные отличая по содержанию марганца (в отечественных сталях в 2– 4 раза меньше), хрома (в 10 раз больше) и ванадия (в 5–10 раз больше). Эти отклонения заметно превышают взаимные различия состава между зарубежными сталями, что не позволяет использовать полученные за рубежом данные для отечественных сталей.

Следует отметить, что важное свойство корпусных сталей заключается в структурном аустенитном переходе, происходящем примерно с 900-1000 К. У сталей SA533B1 (PWR) и 15Х2НМФА (ВВЭР) именно в окрестности этой температуры начинают катастрофически снижаться модуль Юнга и предел текучести. Поскольку материал, находящийся при температуре выше 1000 К, практически не участвует в формировании напряжённого состояния, требуемый температурный диапазон исследования характеристик стали 15Х2НМФА, существенный с точки зрения механической прочности, может быть ограничен сверху этой температурой.

# 2.3.4.15 Химическое взаимодействие оксидного расплава с материалом корпуса

В ходе экспериментальных исследований высокотемпературного воздействия оксидного кориума на стальной корпус, проведённых в 2000–2010 гг. в НИТИ им. А.П. Александрова, были выявлены разнообразные процессы коррозии стали в месте контакта с кориумом. Соответствующие физико-химические процессы можно классифицировать следующим образом:

- так называемое «жидкофазное горение»;

– окисление железа и образование легкоплавких эвтектик Fe-Zr-O, приводящее к эрозии границы контакта стали с оксидным кориумом;

– обезуглероживание стали.

Все эти процессы приводят к уменьшению эффективной толщины стальной стенки и снижению её прочностных характеристик. Поэтому они могут играть важную роль при оценке целостности корпуса при длительном удержании расплава (10 ч и более). Следует, однако, отметить, что большая часть экспериментов проводилась при высоких температурах, вплоть до 1500 °C, где прочностные свойства стали уже сильно деградируют и могут не приниматься во внимание при оценках НДС. При температурах ниже 730 °C рассматриваемые процессы сильно замедляются, что в условиях непрерывно снижающейся мощности ОТВ приводит к фактическому прекращению деградации и эрозии стали корпуса.

# 2.3.4.16 Жидкофазное горение

При температуре ~1500 °С процесс взаимодействия жидкого и полностью окисленного оксидного кориума со стальной стенкой может протекать с выделением тепла. Об этом свидетельствуют эксперименты [97] по изучению взаимодействия со стальной стенкой расплава, содержащего UO<sub>2</sub>, в воздушной среде, в которых было выявлено значительное увеличение плотности теплового потока при начале плавления стали. Так как сталь при окислении находится в жидкой фазе, и поскольку образующиеся продукты реакции также находятся в жидкой фазе, возникающий эффект было решено отнести к жидкофазному горению [98]. Соответствующая реакция имеет вид

 $U_{3}O_{8} + 2Fe = 3UO_{2} + 2FeO + 80$ кДж / моль

Тепло, выделяемое в ходе реакции, частично отводится в расплав за счёт конвективных потоков, а частично – в стенку корпуса. Окисление поддерживается за счёт поступления в зону реакции новых масс оксидов из ядра конвективного потока расплава и отвода окисленной стали в ядро потока. Продвижение фронта горения стали внутрь стенки корпуса сопровождается утонением стенки и, в случае наружного охлаждения корпуса водой (проект СУРОК), ростом теплоотвода к воде. При определённой остаточной толщине корпуса плавление стенки и реакция окисления прекращаются, и устанавливается режим стационарного теплоотвода к окружающей корпус воде.

В статье [99] приведена оценка остаточной толщины корпуса при учёте жидкофазного горения стали в случае контакта стенки корпуса толщиной 180 мм с полностью окисленным расплавом при температуре 2200 °С (ликвидус 1900 °С). На внешней поверхности корпуса предполагалось кипение воды при постоянной температуре 100 °С. При участии в реакции всей расплавленной стали установившаяся остаточная толщина стенки составила примерно 25 мм. Если реакцию окисления не учитывать, эрозия стенки прекращается при 72 мм. Таким образом, неучёт жидкофазного горения стали в реакторных расчётах с корпусом, охлаждаемым водой, может привести к недооценке глубины разрушения стенки корпуса.

По мере плавления стенки корпуса и окисления соответствующей массы кислородный потенциал расплава быстро снижается. Это приводит к снижению интенсивности окисления. Согласно экспериментам METCOR MCP-4 и MC-11 [99], скорость окисления снижается до пренебрежимо малых значений при восстановлении топлива в расплаве до UO<sub>2.06</sub>. Таким образом, в рассмотренных условиях (полностью окисленный расплав, отсутствие оксидной корки по границе с корпусом) в зависимости от того, какой процесс быстрее – снижение кислородного потенциала в расплаве с одновременным окислением окружающей парогазовой средой или эрозия стенки корпуса, – влияние жидкофазного горения на остаточную толщину стенки корпуса может быть различным. Соответственно, важность учёта явления жидкофазного горения стали в расчётах ТА определяется соотношением между динамикой конвекции расплава и кинетикой реакции для конкретных условий в расплаве в представительных ТА.

Поскольку устойчивость явления сильно зависит от кислородного потенциала расплава (и, следовательно, от состава атмосферы над поверхностью расплава), учёт жидкофазного горения стали важен в сценариях ТА со значительным окислением расплава и подачей воды на поверхность расплава, а также, что крайне маловероятно для BBЭP, в сценариях с отсутствием или инверсией слоёв расплава. Кроме того, необходимым специфическим условием является отсутствие оксидной корки, разделяющей стенку корпуса и расплав. Эти ограничения, а также отсутствие экспериментальных данных для различных составов атмосферы над поверхностью расплава не позволяют сделать однозначный вывод о важности и достаточной степени изученности этого явления.

#### 2.3.4.17 Окисление стали в контакте с оксидным расплавом

В процессе длительного взаимодействия оксидного расплава со стенкой корпуса в месте контакта происходит коррозия стали, которая может приводить к потере прочностных свойств приповерхностной области стенки корпуса, тем самым снижая эффективную толщину стенки, способную нести нагрузку. В результате комплекса экспериментально-аналитических работ, выполненных в 2000-2006 гг. НИТИ им. Александрова в рамках проекта МНТЦ МЕТСОР, были исследованы теплофизические и физико-химические процессы взаимодействия прототипных расплавов кориума с торцевой поверхностью охлаждаемого снизу цилиндра из корпусной стали (концепция внутрикорпусного удержания расплава – проект СУРОК применительно к ВВЭР). Исследования охватывали различные составы расплава и условия взаимодействия (U/Zr~0,11–1,2, температура контакта сталь-FeO 870–1440 °C, плотность теплового потока 0,3–1,3 МВт/м<sup>2</sup>).

Для полностью окисленного, нестратифицированного расплава, содержащего железо (56% (масс.)  $UO_2 - 24\%$  ZrO<sub>2</sub> – 20% FeO), и с нейтральной средой над расплавом наблюдалась медленная кинетика коррозии, контролируемая диффузией йонов Fe<sup>2+</sup> через слой FeO на стенке, и описываемая параболической зависимостью от времени [100]. В течение 3 суток контакта при температуре 900–1200 °C толщина окалины на поверхности стали составила всего ~1,5 мм.

Более быстрое, линейное увеличение глубины коррозии от времени наблюдалось, если над окисленным расплавом сохранялась окислительная среда (воздух). Над плотным слоем FeO формировался пористый слой Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, а над ним – двухфазная область с относительно низкой температурой солидус, содержащая оксиды Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, UO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub> [101]. Над двухфазной областью сохранялась твёрдая тугоплавкая корка. При температурах свыше ~1050 °C из-за превышения температуры эвтектики FeO-SiO<sub>2</sub>-Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-... жидкая фаза появлялась и внутри слоя FeO. На этой стадии оксиды железа переносились к тугоплавкой корке и способствовали её растворению. Рост объёма жидкой фазы в двухфазной области вызывал образование в тугоплавкой корке микротрещин [101], через которые выносился FeO и ускорялся процесс коррозии стали.

Однако в подавляющем большинстве сценариев ТА наличие воздушной среды над расплавом крайне маловероятно. Присутствие воздуха в корпусе реактора возможно лишь в авариях с разуплотненным контуром (например, при снятой крышке реактора). Поэтому можно заключить, что важность этого процесса для ВВЭР низкая.

Линейная кинетика коррозии стали была получена и при контакте с полностью окисленным расплавом, не содержащим FeO, в окислительной атмосфере пара или воздуха (эксперименты MC10, MCP2 [99]). В идеализированной постановке эти эксперименты отражают условия удержания расплава в корпусе после инверсной стратификации расплава, но они непрототипны для TA BBЭP.

Взаимодействие недоокисленного расплава с корпусной сталью в нейтральной атмосфере над поверхностью расплава исследовалось в экспериментах МС6–МС9. В них между поверхностью стали и тугоплавкой оксидной коркой образовывался жидкий эвтектический слой U-Zr-Fe-O с оксидными включениями. Коррозия стали происходила за

счёт её растворения в этой смеси. Процесс коррозии включал длительный инкубационный период (8000–16000 с в зависимости от степени окисления расплава С-30 и С-70 соответственно), после которого в корке образовывались микротрещины и начиналась быстрая коррозия стали со скоростью, определяемой температурой в области взаимодействия [102]. Процесс коррозии прекращался, когда температура вдоль фронта взаимодействия со сталью снижалась до температуры солидус эвтектической смеси. Между слоями при этом сохранялся перепад температуры 1000–1300 °С.

Предварительные оценки показали [102], что в ходе удержания расплава при уменьшении температуры в зоне взаимодействия с расплавом ниже 1500 °C коррозия продолжается примерно 12 ч и вызывает дополнительное снижение остаточной толщины стенки корпуса на 26 мм (с 113 мм до 87 мм). Таким образом, в случае недоокисленного нестратифицированного расплава необходимо рассматривать процесс коррозионного разрушения корпуса. Но т.к. вероятность отсутствия стратификации на длительных временах невелика, степень важности этого явления оценивается как низкая.

Более прототипным для условий стратификации при ТА на ВВЭР является эксперимент МС-5, где использовался оксидный кориум C-100 (U,Zr)O<sub>2</sub> и аргоновая среда над расплавом. Под воздействием кориума на стальной поверхности образовывался тонкий слой Fe<sub>1-x</sub>O, после чего в результате эвтектического взаимодействия происходило частичное плавление стали с образованием расплава (U,Zr)O<sub>2</sub>-Fe<sub>1-x</sub>O-Fe [103]. Но глубина коррозии не превышала нескольких десятых долей миллиметра.

В итоге можно заключить, что коррозия стальной стенки корпуса заметна при длительном удержании расплава только при соблюдении условий, в совокупности крайне маловероятных для ТА ВВЭР (отсутствие стратификации расплава или инверсная стратификация расплава; наличие окислительной среды над расплавом; частичная эрозия стенки корпуса вследствие нарушения теплоотвода к внешнему контуру охлаждения или запоздалого залива водой бетонной шахты, высокая степень окисления расплава). Более того, коррозия может лишь частично усугубить разрушение стенки корпуса после её частичного подплавления.

С другой стороны, уникальность экспериментов НИТИ не позволяет выполнить валидацию разработанных в них корреляций и оценить возможность масштабирования полученных результатов на реальную геометрию корпуса ВВЭР (в экспериментах диаметр поверхности взаимодействия стали и расплава не превышал 100 мм, а глубина расплава 50 мм). Отличие горизонтальной ориентации поверхности взаимодействия в экспериментах от преимущественно вертикальной ориентации стенок корпуса ВВЭР также затрудняет непосредственное использование результатов исследований. Эти неопределённости ограничивают степень изученности явления в целом как низкую.

# 2.3.4.18 Высокотемпературное обезуглероживание стали

В процессе металлографических исследований экспериментов MC-2 – MC-3 был обнаружен эффект выгорания углерода в области стальной заготовки под фронтом коррозии [101]. В ходе окисления стального образца на границе стали с окалиной происходило окисление углерода с образованием СО, который затем, вероятно, либо выходил в расплав, либо образовывал газовые пузыри на границе окисел-сталь. Эффект был ограниченным в случае нейтральной среды над поверхностью расплава (глубина обезуглероживания 5–10 мм), но в случае расплава с высоким окислительным потенциалом глубина достигала 30 мм (при длительности 130000 с и температуре 1300 К). Также изменялся структурный и фазовый состав стали под зоной взаимодействия с расплавом. Учитывая, что в тесте MC-2 толщина окалины составила всего 0,8–1,4 мм. процесс обезуглероживания стальной стенки корпуса ВВЭР может оказывать большее влияние на прочность, чем коррозия.

В процессе обезуглероживания диффузия углерода происходит по границам зёрен неокисленного металла и описывается параболической зависимостью от времени. Сама

реакция окисления углерода происходит на поверхности контакта с окислительной средой – окислом или внешней газовой средой.

Глубина обезуглероживания существенно зависит от состава стали и от температуры. Окисление углеродистых сталей при температурах 730–900 °C сопровождается выгоранием углерода в поверхностных слоях образца и фазовым превращением аустенита в феррит с примесью аустенита. Поскольку диффузия углерода в феррите в десятки-сотни раз выше, чем в аустените, углерод интенсивно поступает из толщи образца к поверхности контакта с кислородом, и глубина обезуглероживания стали достаточно обширна. Напротив, если температура окисления превышает 900 °С, сталь находится в фазовой области аустенита, углерод диффундирует к месту контакта с кислородом очень медленно, и область обезуглероживания ограничена тонким слоем. Поэтому для корректной оценки глубины обезуглероживания необходимо учитывать и профиль температуры по стенке корпуса, и состав корпусной стали. Легирующие элементы (Cr, Si, V, Mn, Ni) также могут оказывать воздействие на процесс обезуглероживания стали [104]. Поэтому для корпусной стали ВВЭР необходимо специальное исследование процесса обезуглероживания.

Также важно отметить, что реакция обезуглероживания протекает, если образующийся угарный газ эффективно удаляется из стали. Это возможно, если равновесное давление СО достаточно для разрушения окалины, или если слой окалины пористый. Но в наклонной и вертикальной геометрии корпуса ВВЭР образование и устойчивость газовых пузырей СО может отличаться от результатов, полученных в горизонтальной геометрии экспериментов.

Поскольку обезуглероживание стали и фазовые превращения влияют на прочностные свойства и выражены достаточно явно, важность явления оценивается как средняя. Но учитывая, что степень выраженности явления чувствительна к составу стали, а также недостаток данных о кинетике обезуглероживания корпусной стали ВВЭР в прототипных условиях ТА и о степени влияния обезуглероживания на общую прочность корпуса реактора, степень изученности явления оценивается как низкая.

## 2.3.4.19 Теплогидравлика при наружном охлаждении корпуса

Если залив бетонной шахты водой не производится (концепция наружного охлаждения корпуса в настоящее время для отечественных ВВЭР не реализована, но рассматривается в проекте СУРОК для РУ ВВЭР-600), корпус нагревается находящимся в нём расплавом. Вследствие теплового излучения нагревается тепловая изоляция корпуса, а при её разогреве до температур свыше 500 °С или разрушении также формируется тепловой поток излучением на стены бетонной шахты.

Тепловой поток излучением с наружной границы корпуса реактора на стены бетонной шахты становится существенным при высокой температуре (свыше 400–500 °C). Величина теплового потока недостаточна, чтобы остановить разрушение корпуса. Но при относительно небольшом (~10 MBt) ОТВ излучение увеличивает время до разрушения.

Для удержания расплава в проекте РУ ВВЭР-600 предусмотрен внешний контур водяного охлаждения корпуса реактора. Возможность охлаждения и удержания расплава внутри корпуса определяется надёжностью теплоотвода от стенки корпуса реактора к воде. При высоких потоках тепла от расплава к стенке эффективность теплоотвода к воде без перегрева стенки до температур, при которых возможно её разрушение, ограничена явлением кризиса теплоотдачи, заключающемся в смене пузырькового режима кипения плёночным. Величина критического теплового потока непосредственно связана с условиями течения в водяном контуре охлаждения корпуса.

Поскольку сценарии ТА зачастую подразумевают полное обесточивание энергоблока, важную роль играет процесс устойчивой естественной циркуляции воды в контуре охлаждения корпуса. Для обеспечения естественной циркуляции в современных зарубежных проектах систем внешнего охлаждения корпуса создаётся разность гидростатических напоров в канале между подъёмным обогреваемым участком, образованным зазором между корпусом и выгородкой тепловой изоляции, и опускным необогреваемым участком. При этом подъёмный канал специальным образом профилируется с целью увеличения массовой скорости при естественной циркуляции.

При срыве или неустойчивости циркуляции возможно попадание корпуса реактора в кризис с сопутствующим перегревом и разрушением стенки. Устойчивость и расход естественной циркуляции как одно-, так и двухфазного теплоносителя определяется геометрией контура охлаждения и базовыми теплогидравлическими процессами: теплопроводностью в стенке, конвективным теплообменом, трением о стенку, межфазным трением. В свою очередь, в совокупности эти процессы могут создавать явления, которые требуют проверки в прототипной геометрии. Например, пузырьковое кипение может формировать снарядный режим течения в пристенной области. В зависимости от массового расхода теплоносителя в канале паровые снаряды будут либо оставаться в пристенной области, либо расширяться на всю толщину канала. При наличии локальных сопротивлений может возникать дросселирование пароводяного потока и образование паровых пробок, снижающее или даже исключающее циркуляцию воды в контуре охлаждения. При определённых соотношениях тепловых нагрузок и расхода циркуляции в контуре охлаждения могут возникать гейзерные режимы и колебания расхода, которые приводят к временному периодическому ухудшению теплоотвода от корпуса.

Применительно к геометрическим особенностям корпуса реактора ВВЭР-640 экспериментальное исследование устойчивости естественной циркуляции проводилось в НИТИ им. А.П. Александрова на интегральном стенде «КЕДР» [105]. Плотность теплового потока варьировалась в пределах 0,65–2,0 МВт/м<sup>2</sup>. При небольшой мощности теплового потока в воду наблюдался устойчивый однофазный режим циркуляции. Кипение воды отсутствовало во всём контуре. При более высоких уровнях мощности, когда начиналось кипение воды, были получены неустойчивые двухфазные режимы циркуляции с повторяющимися колебаниями измеряемых параметров, вызванными попеременным вскипанием и конденсацией пара (конденсационный гейзеринг). В экспериментах период колебательных процессов достигал 100 с.

За рубежом экспериментальные исследования теплообмена между корпусом реактора ВВЭР и внешним контуром охлаждения были выполнены в рамках проекта SARNET 2 на установке RESCUE-2 (CEA) [106], [107]. Эта установка представляет собой модель корпуса ВВЭР-440/213 с выделенным участком наружного охлаждения, гидравлически связанным по пару и воде с ёмкостью, частично заполненной водой. Максимальная плотность теплового потока составляет 400 кВт/м<sup>2</sup>. В экспериментах моделировались два возможных профиля теплового потока: для случая однородного расплава и для случая с переходом от однородной конфигурации к трехслойному стратифицированному расплаву. Результаты экспериментов продемонстрировали устойчивый теплоотвод от модели корпуса в режиме кипения без попадания в кризис.

Также эксперименты по изучению эффективности теплоотвода от корпуса реактора к воде проводились в Венгрии на установке CERES [108], [109]. Эта установка расположена в здании интегрального стенда РМК-2 и моделирует азимутальный сегмент (долькоподобный) системы охлаждения корпуса реактора АЭС Пакш (ВВЭР-440) в масштабе 1:40 (с сохранением полного масштаба по высотным отметкам). Система нагрева стенки модели корпуса позволяет моделировать разные профили теплового потока. Максимальная плотность теплового потока в нижней части контура составляет 800 кВт/м<sup>2</sup>, а на условном уровне а.з. – 180 кВт/м<sup>2</sup>.

Более поздние эксперименты проводились институтом UJV Rez (Чехия) в 2018 г. на установке THS-15 [122], моделирующей корпус ВВЭР-1000. Максимальная плотность теплового потока в этих экспериментах достигала почти 2 МВт/м<sup>2</sup>, масштаб стенда был 1:95. Всего было выполнено 22 эксперимента с разными профилями теплового потока вдоль образующей корпуса. Кризис кипения не был достигнут ни в одном эксперименте. Также были проведены 5 экспериментов по изучению влияния разных условий

(температура на входе и давление) на критический тепловой поток на стенке с малым наклоном.

Кризис теплообмена при кипении воды на обращённой вниз поверхности днища корпуса определяет момент, когда может начаться эскалация температуры и плавление стенки корпуса. При кипении воды на обращённой вниз поверхности днища корпуса образующиеся пузыри пара вынужденно мигрируют вдоль поверхности к периферии. В процессе миграции они объединяются в большие паровые снаряды, которые по достижении края днища распадаются, отрываются от поверхности и уходят в ядро потока, где конденсируются. Таким образом, процесс пузырькового кипения в данной геометрии отличается от кипения в геометрии обращённых вверх или вертикальных поверхностей. Соответственно, кривая кипения и условия попадания в кризис теплоотдачи также могут отличаться, поэтому для геометрии днища корпуса необходимы специальные экспериментальные исследования.

С точки зрения аварийных сценариев кривая кипения для геометрии корпуса реактора важна также для определения количества пара, которое образуется в случае запоздалого затопления шахты реактора и, соответственно, вызвано сменой плёночного кипения переходным режимом кипения. Интенсивное парообразование может вызвать дополнительное нагружение защитной оболочки и в определённых условиях её разрушение до разрушения корпуса реактора. Поэтому важно знать не только прямую ветвь кривой кипения (переход от пузырькового кипения к кризису), но и обратную (переход от плёночного кипения к пузырьковому через переходный режим).

Ранняя серия экспериментов SNL [110], [111] в конце 1990-х годов представляет собой хороший пример общего подхода к оценке условий попадания в кризис для конкретной геометрии корпуса и бетонной шахты. Этот подход включает серию тестов с элементом днища корпуса для определения кривой кипения и/или корреляции для критического теплового потока и подтверждающие тесты на модели корпуса, близкой по размерам к натурному корпусу.

Ещё более последовательная экспериментальная программа проводилась в Южной Корее в обоснование концепции внетрикорпусного удержания расплава для РУ APR. Она включала комплекс исследований в широком масштабе: от пластин [112], [113] до двух- и трёхмерных разномасштабных моделей корпуса реактора: SBLB [114], CASA [115], T-HERMES-1D, HERMES-SMALL [116], HERMES-HALF [117], CE-PECS [118].

Применительно к технологии ВВЭР эксперименты с оценкой критического теплового потока на поверхности модели корпуса при внешнем охлаждении водой проводились в НИТИ им А.П. Александрова. В последние годы подобные эксперименты проводились чешским институтом UJV Rez на экспериментальной установке BESTH [119], [120], [121], [122]. В ходе этой экспериментальной серии было выполнено около 100 тестов с плоской пластиной из прототипного материала (модели корпуса ВВЭР), охватывающих различные условия (угол наклона рабочей пластины, давление, массовая было Особенностью экспериментов использование специаильного скорость). шероховатого покрытия пластины для увеличения величины критического теплового потока, а тесты с чистой поверхностью были выполнены при низкой шероховатости (~0,4 мкм).

## 2.3.4.20 Тепловое разрушение корпуса и выход расплава из корпуса

В отсутствие значительного перепада давления на стенке корпуса (не более 1 МПа) происходит тепловое разрушение корпуса за счёт локального плавления стенки корпуса изнутри. Место проплавления корпуса расплавом приходится на область с максимумом теплового потока от расплава на корпус. В случае нормальной стратификации бассейна расплава положение этого максимума соответствует границе с верхним металлическим слоем. Поэтому первой вытекает в бетонную шахту металлическая часть расплава. Оставшийся оксидный расплав продолжает подплавлять корпус, преимущественно вблизи свободной границы, поскольку там расположен максимум теплового потока. По мере расплавления очередной части стенки из корпуса вытекают новые порции расплава.

Важным фактором, влияющим на процесс разрушения корпуса ВВЭР и последующее вытекание расплава, является возможная неравномерность нагружения. Когда величина ОТВ в ванне расплава достаточно велика (15–25 МВт и более) и расплав контактирует с корпусом по всему периметру, плавление корпуса должно происходить достаточно равномерно. Значимые причины для несимметричных процессов отсутствуют.

В реальности нельзя исключать локальные неоднородности внутри стенки или неоднородные граничные условия вдоль внутренней поверхности корпуса, которые могут привести к локальному разрушению стенки. Азимутальное изменение толщины стенки в момент разрушения наблюдалось в экспериментах серии EC-FOREVER [86], в которых исследовалась ползучесть и разрушение модели корпуса PWR в масштабе 1/10. Нагружение корпуса осуществлялось одновременным нагревом и внутренним наддувом корпуса до 2,5 МПа. В этих экспериментах происходило локальное разрушение стенки.

Вопрос об эволюции начальной бреши в стенке корпуса при тепловом разрушении остаётся открытым. Существуют различные предположения о том, как будет расширяться первоначальная брешь. Рассматривается так называемое «ножевое проплавление», когда расширение бреши происходит вдоль образующей корпуса в направлении сверху–вниз. Это основано на предположении, что вытекающая перегретая струя расплава вызывает преимущественную абляцию стенки по нижней поверхности бреши.

Альтернативным предположением является так называемое «расстёгивание» корпуса (unzipping), когда за счёт преимущественно осесимметричного подплавления стенки металлическим расплавом, но с небольшой неоднородностью, первоначальная брешь расширяется в окружном направлении за счёт абляции боковых стенок бреши.

Для тяжёлой аварии на ВВЭР-1000, вызванной большой течью теплоносителя, аналитические оценки показывают, что скорость расширения начальной бреши размером 0,1 м составляет ~2 мм/с. Это на порядок превышает скорость снижения уровня расплава при вытекании из корпуса (~0,3 мм/с). При этом за время снижения уровня расплава до нижнего края бреши (~300 с при скорости вытекания кориума 0,5 м/с) остаточная толщина стенки дополнительно уменьшается на 60 мм (с учетом того, что фронт плавления распространяется в радиальном направлении со скоростью 0,3 мм/с). Это соответствует почти трети от первоначальной толщины стенки. Фактически, гораздо более быстрое расширение бреши, чем уменьшение слоя расплава над ней, позволяет свести задачу локального проплавления к задаче осесимметричного разрушения корпуса. Важно отметить, что форма отверстия бреши в экспериментах EC-FOREVER указывает на то, что даже при отсутствии плавления стенки в момент разрыва образуется горизонтальная и достаточно протяжённая щель. Например, в [86] приводится размер разрыва длиной до 17% окружности корпуса. В случае частично оплавленной стенки такая шель может быстро расшириться в горизонтальной плоскости при протекании через нее перегретой металлической массы. Поэтому предположение о локальном разрушении стенки корпуса и боковом расширении бреши фактически воспроизводит предположение об осесимметричном проплавлении стенки, и в этих случаях ожидаются одинаковые источники вытекающей стали.

Важно отметить, что механизм, место разрушения корпуса и последовательность вытекания расплава являются результатом аналитических представлений и оценок, но не подтверждены экспериментально. Отдельный вопрос связан с поведением днища корпуса с расплавом в первое время после образования и расширения бреши. В первом описанном сценарии, видимо, днище корпуса сохранит общую конструктивную целостность, а вытекшая масса расплава будет содержать небольшое количество стали, перешедшей в оксидный расплав из-за плавления стенки в процессе истечения расплава. Во втором сценарии возможно опрокидывание нижней части корпуса с остающимся расплавом или даже падение как единого целого на дно бетонной шахты, если начальное плавление

стенки происходило достаточно равномерно по её окружности. В случае опрокидывания днища расплав будет залпово выплёскиваться на бетонный пол, а дальнейшее поведение днища сложно прогнозируемо. В случае падения днища на пол фактически картина теплообмена не изменится: оксидный расплав будет постепенно растворять стенку днища сверху – вниз и вытекать на пол. Следует отметить, что опрокидывание или падение днища возможны лишь на АЭС с РУ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. На АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ под днищем располагается воронкообразная опора, на которую, как [123]. опирается показывают аналитические оценки днище в процессе высокотемпературной ползучести.

# 2.3.5 Процессы под ГО

# 2.3.5.1 Квазистационарное нагружение ГО давлением

На начальной стадии аварии с потерей теплоносителя давление атмосферы под ГО определяется интенсивностью истечения теплоносителя из первого контура, которая, в свою очередь, определяется размером течи и давлением в первом контуре РУ. Рост давления под ГО ограничивается процессом конденсации пара на стенах, перекрытиях, поверхности оборудования, на поверхности БВ.

После перехода истечения в докритический режим давление под ГО начинает оказывать обратное влияние на давление в первом контуре РУ. Также оно существенно влияет на динамику выкипания воды из БВ.

В некоторых авариях (главным образом, в авариях с большой течью теплоносителя) возможен подсос среды из-под ГО через разрывы в первом контуре РУ. Таким образом, в первый контур может попадать воздух.

Основными физическими процессами, оказывающими влияние на эволюцию давления в ГО на внутрикорпусной стадии ТА, являются:

– поступление массы и энергии с паром и водородом в систему связанных помещений;

- стратификация пара и водорода;
- конденсация пара на поверхностях;
- сжатие/расширение многокомпонентного газа;
- теплоперенос в стенах;
- перенос парогазовой среды между помещениями;
- работа оборудования (ПКРВ, спринклерная система);
- испарение/конденсация на водной поверхности и кипение воды.

# 2.3.5.2 Стратификация среды в помещениях

К стратификации атмосферы под ГО приводят различные плотности газов, составляющих атмосферу. Изменение плотности может быть связано с разницей температур и/или состава газовой среды. Поэтому вертикальное распределение температуры и концентраций газов в ГО в целом неоднородно.

Большинство сценариев аварий сопровождаются переносом газа между помещениями. В зависимости от разности плотностей газов в различных помещениях, а также ряда других параметров (расхода, геометрии проема между помещениями, взаимодействия различных источников массы, импульса, тепла и т. д.) газ в помещениях может либо оставаться хорошо перемешанным, либо формировать отдельный стратифицированный объём. Кроме того, расслоение атмосферы может быть вызвано конденсацией водяного пара или испарением конденсата.

Стратификация может быть устойчивой или неустойчивой, постоянной или переходной. В случае переходной стратификации первостепенное значение имеет движение границы раздела плотности (фронта расслоения). Устойчивое стратифицированное накопление легкого газа в помещениях под ГО изменяет контуры естественной циркуляции и, таким образом, затрудняет глобальное перемешивание по всему объёму под ГО. Стратификацию можно разрушить перемешиванием, вызванным как импульсом (источник массы, работа спринклера, вентилятора), так и плавучестью лёгкого газа (конденсация пара на стенах, работа рекомбинаторов, теплообменников).

Стратификация также влияет на перенос между помещениями, который часто контролируется небольшой разницей плотности газов в помещениях. В случае поступления из первого контура водорода основной проблемой является образование взрывоопасных смесей в некоторых областях под ГО (обычно в застойных зонах). Точное прогнозирование стратификации также важно для оценки эффекта и эффективности мер по ослаблению последствий аварии и оценки производительности систем, предназначенных для организации длительного охлаждения атмосферы под ГО.

## 2.3.5.3 Конвекция парогазовой среды

Циркуляция на начальной стадии аварии определяется истечением теплоносителя из первого контура и выравниванием давления в помещениях под ГО. Инжекция струи пароводородной смеси в помещение вызывает вынужденную конвекцию. При высоких импульсах струй происходит интенсивное перемешивание инжектируемой струи с атмосферой помещения. В случае инжекции с малым импульсом создаются условия для струйного течения водорода (пароводородной смеси), поддерживаемого силами плавучести. На поздней стадии аварии перемешивание среды под ГО определяется механизмом естественной циркуляции. В высоких ГО (к числу которых принадлежит ГО АЭС с РУ ВВЭР) при наличии источников тепла и связей между помещениями обычно устанавливается контур циркуляции, охватывающий весь объем, что обеспечивает перемешиваемость. Таким образом, хорошую конвекция парогазовой среды непосредственно влияет на распределение горючих газов и радиоактивных аэрозолей по объёму под ГО. Помещения с недостаточными связями могут создавать застойные зоны, на фазе выброса в них может скапливаться водород, а также аэрозоли ПД.

## 2.3.5.4 Перемешивание в газе, вызванное импульсом

Перемешивание газа (пара) может происходить за счет импульса, вызванного струей газа (пара) или быстро движущимися каплями воды (спринклерная система, унос воды парогазовой смесью). Рассматриваются два типа перемешивания чисто газовой фазы: перемешивание за счет интенсивно инжектируемого газа и перемешивание стратифицированной атмосферы за счет вынужденной конвекции, развивающейся в данном помещении при наличии притока среды из соседних помещений (см. п. 2.3.5.3).

При инжекции газа относительно высокие градиенты скорости на границе струи (по сравнению со шлейфом всплывающей среды) приводят к усиленному перемешиванию газа конвективными вихрями и вовлечению окружающей атмосферы в расширяющуюся струю. Более того, в зависимости от аспектного отношения замкнутого объема и силы струи, пристенная струя, возникающая в результате удара о стенки окружающих конструкций, может создавать очень большие рециркуляционные контуры течений с ячейками, которые в открытой геометрии могут распространяться на всю область газа. В случае наклонной или направленной вниз струи зоны интенсивной циркуляции потока могут существовать и ниже уровня инжекции.

Перемешивание также может быть вызвано локальным ускорением газа, например, от источника более высокого давления. Струи с высоким импульсом могут возникать при внутренней вентиляции между помещениями (например, из-за разрушения специальных перегородок или дверей).

Частным случаем перемешивания, вызванного импульсом, является вовлечение в движение атмосферы, окружающей спринклерные капли, которые движутся со скоростями порядка 10 м/с.

## 2.3.5.5 Перемешивание в газе, вызванное плавучестью

Газ или пар могут смешиваться за счет движения, вызванного плавучестью, из-за градиентов давления, создаваемых разницей локальной плотности газа в гравитационном поле. Эти различия в плотности могут быть обусловлены различиями в составе и/или различиями температур, вызванными локальными процессами переноса массы и/или

тепла (например, конвекцией с теплоотводом, конденсацией пара на поверхностях, объемной конденсацией пара).

# 2.3.5.6 Тепломассообмен при работе спринклерных систем

Отвод тепла от горячей паровоздушной смеси в полностью или частично замкнутом помещении может производиться более холодной водой, инжектируемой под ГО при работе спринклерной системы. Во время движения в паровоздушной атмосфере капли воды могут как нагреваться за счет теплообмена с газом и испаряться в пересушенную атмосферу, так и конденсировать на своей поверхности перегретый пар. Массоперенос на поверхности капли может менять знак по мере ее падения.

В общем случае эффект работы спринклерной системы заключается в снижении давления и температуры под ГО, т.е. может вызывать вскипание воды в приямке, БВ.

Также конденсация пара при работе спринклерной системы может вызывать рост локальной концентрации водорода. Из-за уменьшения массы пара в атмосфере ГО уменьшается объемная доля пара в водородосодержащих смесях, одновременно, как следствие, возрастает объемная доля водорода и кислорода.

С другой стороны, трение на поверхности капель при их падении может инициировать потоки газа, вызывающие разрушение стратифицированных слоёв газа. Этот процесс играет важную роль для перемешивания атмосферы и снижения концентрации водорода в стратифицированных облаках.

## 2.3.5.7 Горение водорода

Водород, образующийся при ТА, может гореть как диффузионное пламя при истечении из первого контура под ГО или взрывным образом после перемешивания с воздушной атмосферой под ГО. Горение водорода может приводить к значительному увеличению давления под ГО и её разрушению. Горение водорода возможно, если водородсодержащая смесь является горючей и возникают источники поджига. Горючесть смеси определяется диаграммой горения и зависит от соотношения мольных долей H<sub>2</sub>, O<sub>2</sub> и пара. При слишком малой мольной доле H<sub>2</sub> (менее 4 %) или O<sub>2</sub> (менее 5 %) смесь является негорючей. Большое содержание пара в пароводородовоздушных смесях (около 60 %) подавляет горение независимо от содержания топлива и горючего. Источником горения может быть случайная искра в электрическом оборудовании, горячая поверхность, высокотемпературный расплав или горячие частицы топлива.

Если возгорание произошло при низких концентрациях H<sub>2</sub>, горение смеси будет дефлаграционным (медленным), а возникающие нагрузки от повышения давления будут носить квазистатический характер. Если H<sub>2</sub> сгорает полностью, горение охватывает значительный объем ГО. Если горение началось при высоком начальном давлении под ГО, конечное давление может превышать проектное давление. Значительное повышение температуры в зоне горения может приводить к повреждению кабелей и оборудования.

В областях с более высокой концентрацией H<sub>2</sub> и при определенной геометрии может образоваться ускоренное пламя или даже локальная детонация, при которых создаются динамические нагрузки, которые могут представлять угрозу целостности ГО. Ввиду отсутствия мощных источников поджига под ГО прямая детонация невозможна, единственным механизмом инициирования детонации является ускорение пламени за счет наличия препятствий и/или ограничивающих стенок и переход горения в детонацию. При длительном накоплении H<sub>2</sub> средняя концентрация может достигать предельных значений, и тогда возможна глобальная детонация, которая, несмотря на малую вероятность, является главной угрозой целостности ГО.

Разная конфигурация и расположение боксов ПГ под ГО PWR и BBЭР приводят к разным закономерностям циркуляции парогазовых смесей при TA. Узкое сообщение между боксами ПГ BBЭР и их горизонтальное расположение ограничивают развитие конвективных петель. Таким образом, если течь теплоносителя расположена в боксе ПГ, в нём образовывается застойная зона, в которой, в свою очередь, может накапливаться H<sub>2</sub>, как было показано в [124]. В результате накопления H<sub>2</sub> в боксе ПГ могут достигаться

пределы горения с ускорением пламени. Это предполагает особое внимание к моделированию боксов ПГ и размещению ПКРВ.

Горючесть пароводородовоздушных смесей, образующихся под ГО на внутрикорпусной стадии ТА, хорошо изучена в работах [125], [126], [127], [128]. На основе обобщения имеющихся экспериментальных данных по быстрому горению водородсодержащих смесей сформулированы критерии ускорения пламени и перехода горения в детонацию [129]. Однако на сегодняшний день все ещё необходимы экспериментальные исследования по горению водородсодержащих смесей при высоких мольных долях пара для уточнения границы горючести и границы ускорения пламени. Дополнительные исследования требуются также для распространения критерия ускорения пламени на стратифицированные условия.

На внекорпусной стадии ТА под ГО образуются газовые смеси более сложных составов, поскольку в атмосферу под ГО дополнительно поступает СО и CO<sub>2</sub>, образующиеся в ходе взаимодействия расплава с бетоном. Также изменение состава газа может происходить в ходе работы рекомбинаторов  $H_2$ , поскольку из-за потребления кислорода в газовой фазе меняется отношение кислорода к азоту. Проведенные исследования [130]–[135] в целом позволяют оценить эффект добавки СО и CO<sub>2</sub> на медленное и быстрое горение, однако необходимы дополнительные экспериментальные исследования для уточнения критериев воспламенения и перехода в быстрые режимы горения в смесях многокомпонентных составов.

## 2.3.5.8 Работа ПКРВ

Для предотвращения образования взрывоопасных концентраций водорода предусмотрена установка под ГО пассивных каталитических рекомбинаторов водорода (ПКРВ). Их действие основано на реакции рекомбинации H<sub>2</sub> с O<sub>2</sub> из воздуха на каталитических пластинах, покрытых платиной. Тепловыделение от реакции рекомбинации вызывает естественную конвекцию, а специальная конструкция ПКРВ (тяговый участок) обеспечивает хорошую естественную циркуляцию газа через ПКРВ, приносящую в зону реакции новые порции свежей водородсодержащей смеси. Возникающая конвекция также способствует перемешиванию среды под ГО.

На большинстве российских АЭС с ВВЭР установлены ПКРВ типа РВК отечественного производства, их технические характеристики для условий внутрикорпусной стадии (начало рекомбинации, производительность) установлены производителем этих устройств [136]. В настоящее время в России проводятся испытания ПКРВ РВК независимыми научными институтами в целях уточнения характеристик рекомбинатора, важных для обеспечения водородной взрывобезопасности АЭС, в том числе на внекорпусной стадии ТА.

Тепловой эффект работы ПКРВ на перемешивание атмосферы изучался в международных проектах ERCOSAM-SAMARA [137], HYMERES [138].

В отношении радиационных последствий действие ПКРВ имеет негативное влияние, так как взвешенные частицы в составе аэрозоля, поступающие на вход в ПКРВ, нагреваются теплом химической реакции рекомбинации, и с их поверхности начинается выход паров летучих ПД. Рабочая температура каталитических пластин лежит в интервале 500–900 °C. Образовавшиеся пары ПД далее могут снова взаимодействовать между собой и с окружающей средой, в том числе окисляться. В результате могут образовываться более летучие и трудноулавливаемые соединения ПД. Экспериментальное подтверждение преобразования взвешенных частиц CsI в пары при прохождении несущей газовой фазы через работающий ПКРВ было получено в проекте THAI [139].

## 2.3.5.9 Кипение в водных объёмах

Источниками парообразования под ГО, кроме течи первого контура, являются водные объёмы в приямке, в БВ, в контуре охлаждения УЛР или контуре охлаждения корпуса реактора.

Источником тепла в приямке является ОТВ радионуклидов, поступающих вследствие гравитационного осаждения аэрозолей, вместе с конденсатом со стен, с каплями спринклерной системы. Нагрев и начало кипения воды в приямке не позволяют использовать насосы для питания водой оборудования систем безопасности.

Расход пара из БВ определяется ОТВ в топливе, загруженном в БВ, и поэтому может быть неравномерным по отсекам БВ. Расход пара из контура охлаждения УЛР или корпуса реактора, соответственно, определяется тепловым потоком через стенки УЛР (корпуса реактора), которые, в свою очередь, определяются процессами теплообмена в бассейнах расплава.

Также интенсивное парообразование происходит при объёмном вскипании воды в бассейнах или открытых контурах в результате быстрого снижения давления под ГО ниже уровня насыщения, – например, вследствие разуплотнения или срабатывания спринклерной системы.

Приямок, заполненный водой, может на поздних стадиях ТА стать дополнительным источником ПД в атмосфере под ГО. Поскольку в воде приямка аккумулируются аэрозоли, оседающие из атмосферы и смываемые со стен конденсатом, кипение воды и всплытие пузырей приводит к образованию на поверхности приямка мелких брызг, несущих ПД, в том числе в виде аэрозолей. Интенсивность образования таких аэрозолей определяется приведённой скоростью всплытия пузырей. При малой скорости (барботаж) отдельные пузырьки достигают поверхности, ограничивающая их жидкая плёнка лопается, и в атмосферу попадают сотни мелких капель и небольшое число мелких струй. При высокой приведённой скорости пузырей происходит всплытие пузырей разного размера в турбулентном режиме течения, близком к пенному режиму. Образование капель происходит в результате обмена импульсом между газом и водой. С поверхности воды вырываются полые водяные колонны, верхняя часть которых распадается на капли. Граница перехода от пузырькового режима к пенному определяется значением приведённой скорости около нескольких см/с.

Также образование пузырей и брызг на поверхности приямка возможно при сбросе под уровень воды парогазовой смеси из реактора с целью её промывки перед выбросом в атмосферу под ГО. На российских АЭС такое техническое решение реализовано на энергоблоках с ВВЭР-440/213 и РБМК-1000, но для серийных ВВЭР-1000 и новых проектов ВВЭР не применяется.

## 2.3.5.10 Перенос, осаждение и распределение ПД

Источники ПД в объёме под ГО на внекорпусной стадии определяются следующими процессами:

– выброс с теплоносителем из первого контура;

- выброс при нагревании и закипании воды в приямке;

– выход во время взаимодействия расплава с бетоном;

– повторное взвешивание со слоя отложений на твёрдых стенках.

Большое значение имеет состав аэрозолей, выходящих из первого контура. Так, результаты экспериментов Phebus FP показали, что в присутствии Мо в источнике аэрозолей из а.з. выход Cs наиболее вероятен в виде Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>, а не CsOH, как считалось ранее.

Вода в приямке аккумулирует ПД из-за гравитационного осаждения аэрозолей, вышедших под ГО из первого контура. Если она начинает кипеть, и растворённые, и нерастворённые аэрозоли снова переходят во взвешенное состояние.

Выход аэрозолей ПД из первого контура под ГО на внутрикорпусной стадии ТА составляет около 100 кг. То есть средняя концентрация аэрозолей под ГО ВВЭР составляет примерно 1,7 г/м<sup>3</sup>. В действительности распределение ПД по помещениям ГО общим объёмом более 60000 м<sup>3</sup> существенно неоднородно. Это вызвано различием теплогидравлических параметров в помещениях: температуры, относительной влажности, конфигурацией стен, локальной скоростью циркуляции среды.
На распределение ПД по объему под ГО существенную влияние оказывает возможность перемешивания атмосферы. Объёмная конденсация водяного пара под ГО приводит к увеличению размера взвешенных аэрозолей и ускорению их осаждения. Объёмная конденсация может иметь локальный характер. Если перемешивание среды под ГО недостаточно развито, это приводит к существенной неравномерности концентрации аэрозолей в помещениях.

В отношении аэрозолей под ГО протекают те же процессы, что и в первом контуре, но учитывая разные граничные и начальные условия, их выраженность может отличаться.

Агломерация и коагуляция аэрозолей приводит к росту их размеров до 3,5–4 мкм и интенсификации гравитационного осаждения. Наибольший вклад в агломерацию аэрозолей вносит броуновская диффузия. Гравитационная составляющая агломерации становится существенной, когда формируется достаточно широкое распределение аэрозолей по размерам, со значительными долями мелких и крупных аэрозолей. Агломерация становится эффективной при концентрациях аэрозолей более 1 г/м<sup>3</sup>.

Особое значение играет гигроскопичность соединений, составляющих аэрозоли. Например, CsOH поглощает молекулы воды в таком количестве, что в результате образуются водяные капли, в которых растворяются твёрдые компоненты. Это приводит к увеличению размера аэрозоля и усилению гравитационного осаждения.

Также к укрупнению аэрозолей за счёт водной фазы приводит объёмная конденсация водяного пара. Объёмная конденсация протекает на поверхности аэрозолей с достаточно большим радиусом кривизны. Процесс конденсации практически не затрагивает мелкие частицы, имеющие сильно искривлённую поверхность. Эти частицы осаждаются очень медленно. В первую очередь конденсация водяного пара происходит на гигроскопичных аэрозолях (CsOH, CsI, Sr(OH)<sub>2</sub>). Скрытая теплота, выделяющаяся при конденсации, способствует нагреву атмосферы и замедляет процесс конденсации.

Процессы осаждения аэрозолей на поверхности стен и оборудования под ГО определяются в первую очередь механизмом гравитационного осаждения, в особенности для крупных аэрозолей. Осаждение мелких частиц определяется дуффузионными процессами и характерно для частиц, вышедших в атмосферу под ГО в результате повторного взвешивания на поздней стадии ТА.

Конденсация водяного пара на стенах ГО создаёт механизм диффузиофореза, который сопровождается осаждением взвешенных аэрозолей на поверхности стен. Диффузиофорез затрагивает аэрозоли любых размеров. В общем случае роль диффузиофореза в выведении аэрозолей из атмосферы ГО меньше по сравнению с гравитационным осаждением. Однако если внутри ГО имеются охлаждаемые поверхности, как, например, СПОТ ГО в РУ ВВЭР-1200/В491, диффузиофорез может быть гораздо интенсивнее.

Термофорез может проявляться в случае образования локальных сильнонагретых объёмов газа вблизи холодных стен – например, вблизи расплава после его перемещения на дно шахты бетонной, в результате воспламенения водорода или на выходе из ПКРВ.

Остаточное тепловыделение в переносимых ПД может оказывать влияние на теплогидравлику среды под ГО. Взвешенные ПД отдают тепло преимущественно в несущий газ, осевшие ПД нагревают, главным образом, стенку или воду приямка. Остаточное тепловыделение влияет на относительную влажность в ГО (взвешенные ПД подсушивают атмосферу, осаждённые в приямке ПД способствуют испарению водяного пара), скорость поверхностной и объёмной конденсации, естественную циркуляцию по помещениям.

При некоторых процессах под ГО, таких как воспламенение водорода или взаимодействие расплав–бетон могут возникать интенсивные потоки газа вблизи стен помещений. Эти потоки способны вызывать механический срыв ранее осевших аэрозолей.

Аэрозоли, осевшие на поверхностях стен и оборудования под ГО, могут смываться потоками конденсата, стекающими в приямок. При этом растворимые в воде соединения смываются практически полностью, в отличие от нерастворимых.

Считается, что даже если пары ПД не сконденсировались при переносе по первому контуру, они достаточно быстро конденсируются сразу после выхода под ГО.

Работа спринклерной системы способствует выведению взвешенных аэрозолей из атмосферы под ГО за счёт их взаимодействия с падающими каплями воды. Эффективность процесса выведения зависит от массы, скорости и температуры капель, которые, в свою очередь, изменяются как в результате столкновения и слияния, так и вследствие теплогидравлических процессов под ГО (прогрев атмосферы, работа систем конденсации водяного пара, изменение источника массы и энергии из первого контура). Но в целом, эффективность спринклерной системы велика: на начальной стадии её работы концентрация аэрозолей снижается в 10 раз за время около 1 часа. Дальнейшее снижение концентрации происходит медленнее из-за изменения функции распределения аэрозолей по размерам под действием самой спринклерной системы. В пределе работа спринклерной системы может снизить концентрацию аэрозолей на три порядка.

Эффективность спринклерной системы в отношении аэрозолей обусловлена действием следующих процессов:

– диффузиофорез, возникающий вследствие конденсации водяного пара в области пролёта капель; этот механизм наиболее выражен в верхней части ГО, где ещё не установилось тепловое равновесие капель с атмосферой;

– инерция больших аэрозолей, которые не огибают капли вдоль линий тока, а сталкиваются с падающими каплями (прямое столкновение);

– прилипание к капле мелких аэрозолей в процессе огибания капли вдоль линии тока;

– броуновская диффузия, наиболее выраженная в отношении мелких частиц, оказывающихся вблизи капель.

Механизм диффузиофореза выражен на начальной стадии аварии, когда атмосфера под ГО состоит преимущественно из водяного пара, а концентрация аэрозолей мала. Роль этого механизма на поздних стадиях ТА, когда устанавливается стационарный вывод аэрозолей спринклерной системой, незначительна.

Если бы аэрозоли имели фиксированное положение в пространстве под ГО, капли воды выводили бы из атмосферы только долю аэрозолей, находящихся на линиях тока, и эта доля не зависела бы от размера аэрозолей. Но поскольку аэрозоли движутся, они стремятся следовать линиям тока, образующимся при падении капель. Часть аэрозолей огибают капли, избегая прямого столкновения. Это создаёт отличную от 1 эффективность удаления частиц, оказавшихся на пути падения капли.

Преобладающий механизм взаимодействия с каплями зависит от размеров аэрозолей. Диффузиофорез затрагивает очень мелкие аэрозоли размером меньше 0,1 мкм. Прямое столкновение с каплями характерно для диапазона 0,5...2 мкм.

Существует минимум эффективности, соответствующий определённому интервалу размеров аэрозолей. Этот минимум различен для капель разных размеров и лежит в диапазоне (3...20)·10<sup>-4</sup>. Так, для капель размером 2,5 мм минимум эффективности соответствует аэрозолям ~0,1 мкм, а для капель размером 0,2 мм – аэрозолям ~0,4 мкм. В целом эффективность выведения аэрозолей каплями меньшего размера выше. Сами размеры капель воды меняются во времени. Сталкивание и слияние капель негативно сказывается на эффективности выведения аэрозолей, так как исчезают мелкие капли, имеющие наибольшую эффективность захвата.

Взаимодействие капель воды из спринклерной системы с газообразным йодом также приводит к выводу йода из атмосферы ГО. Эффективность этого процесса повышается при использовании щелочных растворов воды.

#### 2.3.5.11 Химия йода

В приямке химические реакции между элементами, образующими аэрозоли, особенно важны, так как они влияют на растворение ПД в воде. Особое внимание уделяется изотопам I и Ru, которые имеют высокую радиоактивность и могут присутствовать в атмосфере под ГО в газообразной форме. Эти изотопы взаимодействуют как с металлами, так и с красками. Йодсодержащие аэрозоли, попадающие под ГО из первого контура, ведут себя аналогично другим аэрозолям. Большая часть их осаждается и накапливается в воде в приямке.

В результате растворения в воде приямка соединений CsI и RbI образуются йоны Г. Из-за накопления большой массы ПД в воде приямка создаётся очень высокий уровень радиоактивности, что вызывает радиолиз воды с образованием различных радикалов (OH<sup>-</sup>, O<sub>2</sub> и т.д.). Эти радикалы участвуют в многообразных химических реакциях внутри водного бассейна приямка. В частности, результатом этих реакций является превращение йонов Г в летучий молекулярный йод I<sub>2</sub>. Важное значение при этом играет кислотность воды в приямке, т.к. в щелочной воде образование I<sub>2</sub> существенно замедляется.

Также в воде приямка накапливаются органические соединения, главным образом поступающие с частицами красок со стен и оборудования ГО. Реакция I с органическими радикалами приводит к образованию органических йодидов, в частности, CH<sub>3</sub>I.

Таким образом, радиолиз воды приямка приводит к формированию дополнительного источника газообразных летучих форм йода в атмосфере под ГО.

Газообразный йод, в свою очередь, вступает в химические реакции с другими элементами в атмосфере под ГО, а также взаимодействует с лакокрасочным покрытием стен и со стальной поверхностью облицовки и элементов ГО. Процессы адсорбции и десорбции на поверхности стенок зависят как от параметров среды (температура, мощность дозы), так и от типа и возраста красок. Наиболее важной реакцией с точки зрения источника радиоактивности является образование органических йодидов. Они характеризуются трудной улавливаемостью в фильтрах.

Молекулярный йод в атмосфере под ГО вступает в химические реакции, приводящие к образованию нелетучих соединений. В частности, I<sub>2</sub> окисляется продуктами радиолиза воздуха, озоном и оксидами азота с образованием оксидов и нитратов йода.

Органический летучий метил-йодид CH<sub>3</sub>I в условиях внешнего облучения также распадается.

Таким образом, источник радиоактивного йода внутри ГО определяется совокупностью сложных процессов образования и убыли летучих форм йода как в атмосфере, так и в воде приямка.

Похожая феноменология определяет источник Ru под ГО. Газообразный Ru (RuO<sub>4</sub>) также может взаимодействовать со стальными и лакокрасочными покрытиями, образуя отложения. Под действием ионизирующего излучения и озона отложения могут повторно испаряться. Аналогичные с йодом процессы имеют место и в воде приямка.

#### 2.3.5.12 Повторный унос ПД

В целом, скорость поступления ПД под ГО в результате процессов повторного уноса мала по сравнению со стадией плавления топлива внутри корпуса реактора. Однако поскольку повторный унос может протекать в течение длительного времени (часы – десятки часов), интегральный источник ПД может в значительной степени влиять на радиационные последствия ТА.

Воспламенение водорода вызывает интенсивный поток среды, в том числе вблизи стен. Резкое ускорение потока приводит к отрыву от слоя ранее осевших аэрозолей не отдельных частиц, как в случае постоянного расхода, а целых фрагментов отложений.

#### 2.3.6 Внекорпусная стадия

Последовательность и перечень процессов на внекорпусной стадии ТА на РУ ВВЭР в основном соответствуют феноменологии на РУ PWR [140], [141], [142], с небольшими

исключениями, связанными с проектными особенностями ГО, систем безопасности, свойств материалов (бетон).

#### 2.3.6.1 Выброс расплава и прямой нагрев атмосферы под ГО

В ТА с разрушением корпуса реактора при высоком перепаде давления на стенке выброс расплава и сопутствующий прямой нагрев атмосферы под ГО (НРМЕ/DCH) считаются явлениями, которые могут привести к разрушению ГО. Эти явления возникают, если разрушение а.з. происходит при плотном первом контуре, оператор не предпринимает мер по снижению давления в первом контуре, и не происходит естественного разрыва границ первого контура из-за высокотемпературной ползучести трубопроводов (для ВВЭР – соединительного трубопровода КД, выходных патрубков ГЦТ, ТОТ ПГ). Следует добавить, что в РУ ВВЭР принудительное снижение давления в реакторе предусмотрено РУТА и обеспечивается специальными системами безопасности (САГ и ИПУ КД, система аварийного снижения давления). Поэтому само явление имеет относительно низкую вероятность реализации.

Максимальное давление, достигаемое под ГО при этом явлении, зависит от скорости разгружения шахты реактора, куда происходит выброс расплава. На энергоблоках с ВВЭР эта скорость невелика из-за относительно малого сечения гидравлической связи между шахтой реактора и центральным залом. Экспериментальные данные FzK [144], [145] продемонстрировали, что конфигурация ГО ВВЭР приводит к более мягкому нагружению ГО по сравнению с контейнментами западных реакторов PWR. При бреши в корпусе реактора Ду 250 мм и перепаде давления на стенке 1,64 МПа измеренный пик давления в модели ГО составил 0,33 МПа. Поэтому в таких условиях угроза ГО ВВЭР незначительна. С другой стороны, бОльшая изолированность шахты реактора ВВЭР приводит к избыточному давлению в ней по сравнению с РWR. Это давление ограничивается выбиванием стальной двери в смежное помещение при перепаде давления 0,5 МПа.

#### 2.3.6.2 Взаимодействие струй расплава с водой

В бетонной шахте ВВЭР отсутствуют бассейны воды под корпусом реактора. Кроме того, в нижней части бетонной шахты имеются дренажные и вентиляционные проходки, обеспечивающие отвод воды, поэтому при рассмотрении взаимодействия расплава с бетоном шахты предполагается, что вода в ней отсутствует. В этой связи явление взаимодействия струй расплава с водой на внекорпусной стадии ТА на ВВЭР не возникает, и соответствующие риски парового взрыва отсутствуют.

Гипотетически ситуация с истечением расплава в воду может возникнуть в случае неэффективного наружного охлаждения корпуса водой в перспективных проектах ВВЭР. Если прекратится подпитка контура охлаждения и вода, омывающая корпус, полностью выкипит, уровень воды понизится до полюса днища, и после проплавления стенки корпуса расплав начнёт вытекать в бассейн воды под днищем. Однако в отсутствие конкретного проекта ВВЭР с наружным охлаждением корпуса в настоящее время предметный анализ такого сценария невозможен.

#### 2.3.6.3 Растекание расплава

После выхода из корпуса реактора материал расплава, имеющий температуру около 2000 К, попадает на пол шахты реактора (ВВЭР-440, ВВЭР-1000) или в УЛР (ВВЭР-1200, -ТОИ). В предположении постепенного (не залпового) вытекания расплава из корпуса реактора вначале выходит стальной расплав и замерзает на полу шахты. Затем сверху начинает стекать оксидный тепловыделяющий расплав.

Вытекающие из корпуса реактора порции расплава могут растекаться по дну бетонной шахты в направлении соседних помещений. Этот процесс происходит на большой площади и может иметь следующие последствия. С одной стороны, вследствие увеличения площади взаимодействия расплава с бетоном (предполагается, что стальная облицовка достаточно быстро переходит в расплав) пиковая скорость генерации H<sub>2</sub> увеличится по сравнению со случаем локализации расплава в шахте. С другой стороны,

увеличение площади взаимодействия приведёт к более эффективному охлаждению кориума и, как следствие, к более низкой скорости взаимодействия с бетоном. В частности, такой подход к охлаждению кориума реализован в УЛР реактора ЕРR. В отличие от EPR, где растекание по большой площади является конструктивным решением и было соответствующим образом обосновано, на энергоблоках ВВЭР оно специально экспериментально не изучалось. Не исключено, что кориум при растекании может начать застывать на фронте распространения. Также требует экспериментальной или аналитической проверки возможность расплавления стальной двери из шахты реактора и растекание расплава в смежное с шахтой реактора помещение.

#### 2.3.6.4 Взаимодействие расплава с бетоном

За счёт теплового потока от расплава вниз начинается прогрев бетона, находящегося под внутренней стальной облицовкой шахты. При нагреве приповерхностного слоя бетона до температуры около 400 К из пор бетона происходит интенсивное выделение паров воды, которые вступают в химические реакции с металлическими компонентами расплава с выделением водорода. Выпаривание воды определяется давлением под ГО.

При повышении температуры до 700 К начинается дегидратация соединений кальция и магния в составе бетона, также с выделением паров воды, а при температуре порядка 1100 К – разложение карбонатов кальция и магния с выделением углекислого газа (CO<sub>2</sub>). Пар и газ поступают в расплав в виде пузырей и вступают в реакции с металлическими компонентами кориума, определяя скорость генерации горючих газов в расплаве. В первую очередь, это реакции окисления Zr, Cr и Fe водяным паром и CO<sub>2</sub>, в результате которых выделяется большое количество H<sub>2</sub> и CO.

Непосредственно после выхода в шахту основной массы кориума, когда идёт активное высвобождение воды из бетона, вклад теплоты химических реакций в общее энерговыделение расплава сопоставим по мощности с остаточным тепловыделением (до 10 МВт). Это обусловлено большой величиной теплоты реакции окисления Zr водой и CO<sub>2</sub>. По мере уменьшения массы Zr в расплаве вклад химических реакций снижается. После исчерпания металла в расплаве из расплава начинают выходить непрореагировавшие водяной пар и CO<sub>2</sub>.

Кориум, обладая большим количеством запасенного тепла, вызывает дальнейший разогрев бетонного основания шахты. При достижении температуры солидус (1400–1600 К) начинается плавление компонентов бетона, приводящее к его разрушению. Одновременно происходит плавление металлической арматуры и закладных деталей, и это обеспечивает дополнительную подпитку расплава металлическими компонентами. Однако количество поступающего в расплав металла невелико, что обуславливает общее замедление генерации H<sub>2</sub>.

Важно учитывать, что помимо H<sub>2</sub> в ходе взаимодействии расплава с бетоном генерируется CO. Выход CO при взаимодействии расплава с бетоном сильно зависит от типа бетона. Для силикатного бетона с низким содержанием CaCO<sub>3</sub> и MgCO<sub>3</sub> выход этого газа незначительный, для известкового бетона выход CO больше.

Все выходящие из бетона газы вносят вклад в увеличение давления в помещениях под ГО, а при нагреве до достаточно высоких температур могут также оказывать тепловое воздействие на элементы конструкций.

К настоящему времени имеется большой объём экспериментальных данных по взаимодействию прототипных расплавов с бетонами разного состава, однако уровень знаний об этом явлении по-прежнему недостаточен. Об этом свидетельствует явное противоречие между прогнозными оценками глубины абляции бетонного основания в контейнменте энергоблока 1 АЭС Фукусима-1, выполненными с помощью известных расчётных кодов, и фактическими данными обследования контейнмента.

#### 2.3.6.5 Теплообмен на поверхности расплава

Свободная поверхность расплава на дне шахты реактора излучает тепло. Тепловой поток излучением на ближайшие к расплаву стены может вызывать нагрев стальной облицовки и бетонных стен. При достаточно сильном нагреве из бетона стен начинает испаряться свободная вода, при ещё большем нагреве – химически связанная вода. Обезвоживание бетона может вызвать локальное разрушение и осыпание стен, что наблюдалось в постаменте реактора на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1. Для ВВЭР, однако, это явление не столь важно, учитывая другое крепление корпуса реактора в шахте.

В качестве меры по управлению ТА может использоваться залив поверхности расплава водой. При этом на поверхности расплава может образовываться тугоплавкая корка, изолирующая жидкий расплав от воды. Вследствие интенсивного газовыделения из бетона, особенно бетонов с высоким содержанием воды и CO<sub>2</sub> (серпентинитовый, известковый), целостность корки может нарушаться, приводя к контакту охлаждающей воды с расплавом. Несмотря на то, что такой контакт, по-видимому, будет кратковременным, он может привести к окислению расплава и генерации H<sub>2</sub>. Для изучения влияния этого эффекта на генерацию H<sub>2</sub> требуются крупномасштабные эксперименты с большой поверхностью зеркала расплава. Также остаётся нерешённым вопрос эффективности залива расплава, взаимодействующего с бетоном, водой. Опыт аварии на АЭС Фукусима-1 свидетельствует в пользу эффективности этой меры, однако расчеты с использованием моделей ТА кодов свидетельствуют об обратном.

#### 2.3.6.6 Выход ПД при взаимодействии расплава с бетоном

На стадии взаимодействия расплава с бетоном в ТА на РУ ВВЭР-440, ВВЭР-1000, проектом которых не предусмотрено наличие УЛР, под ГО выходят в основном полу- и малолетучие ПД. Летучие ПД покидают топливо ещё на внутрикорпусной стадии. Скорость выхода ПД определяется как составом расплава (в частности, содержанием неокисленного Zr), так и составом бетона. Наибольший выход соответствует низкой степени окисления Zr и силикатному бетону. В основном происходит выход Ва и Sr.

Если в процессе растекания расплава блокируются вентиляционные и дренажные отверстия в бетонной шахте ВВЭР, при заливе шахты реактора водой над расплавом может образоваться водный бассейн. Вместе с газами, содержащими продукты разложения и окисления компонент бетона, расплав покидают ПД, причем из-за интенсивного кипения на поверхности расплава в воду попадают и мельчайшие брызги расплава, содержащие нелетучие ПД. Вследствие конденсации пара часть ПД фильтруются в слое воды. Таким образом, повторный залив расплава водой позволяет снизить источник радиоактивных веществ из расплава под ГО. Такой эффект имел место на трёх аварийных энергоблоках АЭС Фукусима-1, где расплав на бетонном основании сухого бокса контейнмента был залит большим количеством воды, образовавшей глубокий бассейн.

#### 2.3.6.7 Процессы в УЛР

Устройство локализации расплава (УЛР) является системой безопасности, предназначенной для ограничения последствий ТА на АЭС с ВВЭР-1000 (АЭС Тяньвань, АЭС Куданкулам), ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ. Проект системы обеспечивает выполнение основных функций безопасности в отношении расплава, покидающего корпус реактора: обеспечение подкритичности, теплоотвод и ограничение выхода радиоактивных продуктов. Также УЛР минимизирует количество горючих газов, образующихся и входящих под ГО на внекорпусной стадии аварии, локализует расплав и обеспечивает постепенное вытекание расплава из корпуса.

Состав поступающего в УЛР расплава определяется ожидаемым нормальным расслоением расплава внутри корпуса реактора и проплавлением стенки корпуса на уровне металлического слоя. После поступления расплава в УЛР возникает большой спектр процессов и явлений, представленных в таблице 2.9. Часть этих процессов характерна для стадии удержания расплава в корпусе реактора и описана выше.

Параметрами, характеризующими работу УЛР с точки зрения влияния на безопасность и выполнения ей своих функций являются:

- максимальная плотность теплового потока от стенки УЛР в контур водяного охлаждения (запас до кризиса теплообмена на стенке) – сохранение надёжного теплоотвода от расплава;
- расход пара под ГО нагружение ГО давлением;
- расход горючих газов из УЛР (H<sub>2</sub>, CO) взрывобезопасность под ГО;
- расход радиоактивных ПД и конструкционных материалов с поверхности расплава
  вклад в радиоактивный выброс в окружающую среду.
- перегрев расплава относительно температуры ликвидус (определяет тепловой поток от расплава и выход ПД из расплава);
- остаточная толщина стенки корпуса УЛР при нарушении теплоотвода к воде, определяет механическое нагружение стенки и время выхода расплава на бетонное основание помещения УЛР;
- плотность теплового потока излучением с поверхности расплава на конструкции и системы измерения – конструктивная целостность и сохранение средств измерения;
- подкритичность расплава риск неконтролируемого тепловыделения и образования ПД в расплаве.

Категория	Общие процессы	Частные процессы	
	Стекание* расплава по	Теплообмен	
	направляющей плите,	Абляция	
	абляция бетона на		
	поверхности плиты		
		Плавление жертвенного материала (ЖМ)	
	Таннаабман разниара а	Абляция бетона	
	теплооомен расплава с	Тепловое излучение на конструкции	
	материалами улг	Разрушение тепловых защит	
		Конвекция газа в полости	
		Образование и расширение ванны	
		расплава	
		Расслоение ванны расплава на оксидный и	
	Тепломассоперенос в ванне	металлический слои	
Теппообмен	тепловыделяющего	Инверсия расплава	
ТСПЛОООМСН	расплава и в кориуме	Распределение тепловыделения по слоям	
		конвекция	
		Образование твёрдых фаз расплава	
		теплопроводность	
	Теплообмен расплава с	Различные режимы кипения и	
	водой	конвективный теплообмен	
	Теплообмен корпуса УЛР с	Естественная конвекция в условиях	
	водой	пузырькового кипения	
		Плотность	
		Температура плавления	
	Свойства	Интервал плавления, энтальпия солидус-	
	Conciba	ликвидус	
		Теплоёмкость	
		Коэффициент теплопроводности	

Таблица 2.9 – Основные процессы, протекающие в УЛР

Категория	Общие процессы	Частные процессы		
		Разложение ЖМ		
		Абляция бетона		
		Доокисление урана и циркония ЖМ		
		Изменение фазового состава		
Химические	Взаимодействие расплава с	Поглощение и выделение тепла		
процессы	материалами УЛР	Перемещение материала тепловой защиты		
		в расплав и образование пористого		
		поверхностного слоя		
		Распределение ПД по слоям		
		Генерация кислорода и горючих газов		
		Выход радиоактивных и конструкционных		
		материалов в виде паров и аэрозолей		
Радиационные	Источник ПД из расплава	Барботаж радиоактивных материалов		
процессы	под ГО	через слой воды над ванной расплава		
		Образование ПД при переходе расплава в		
		критическое состояние		
	Механическое нагружение	Термические напряжения в стенке		
Прочность	стенки корпуса			

\* - полагается, что процесс обоснован, достаточно быстротечен и слабо влияет на состав и температуру расплава в УЛР

В обоснования УЛР качестве основы для проекта использовались экспериментальные исследования в рамках проектов РАСПЛАВ и MASCA 1994-2006 гг. Дополнительные обосновывающие экспериментальные исследования в области поведения материалов УЛР при высоких температурах проводились в последующие годы в НИТИ им А.П. Александрова и других российских институтах. Так, взаимодействие кориума с жертвенным материалом исследовалось в экспериментах SACR-2, SACR-4, SACR-7, SACR-8 и SACR-9. Эксперименты с выходом ПД из ванны расплава и с взаимодействием расплава с водой также проводились в НИТИ [78]. Выход H<sub>2</sub> и СО при взаимодействии расплава с бетоном, скорость проплавления бетонной стенки, выход ПД и КМ при взаимодействии расплава с бетоном исследовались в эксперименте АСЕ-L4 (США).

Неравномерность тепловыделения в ванне расплава в УЛР связана с распределением ПД по оксидному и металлическому слоям и исследовалась В расчётах термодинамических [146]. Конвекция тепловыделяющей жидкости в цилиндрическом (оксидном) слое исследовалась в CFD расчётах для прототипных чисел Ra [147]. Конвекция при недостаточно высоких числах  $10^{13} < \text{Ra}_{i} < 10^{14}$  исследовалась в экспериментах BAFOND [148]. Для определения свойств многокомпонентного расплава используются термодинамические расчёты [149].

Для расчётного анализа процессов в УЛР при ТА в России аттестован автономный код HEFEST-УЛР и интегральный код COKPAT/B3.

#### 2.3.7 Начальная стадия ТА в БВ ВВЭР (до превышения МППП твэлов)

Все ТА в БВ, приводящие к осушению ОТВС, делятся на два типа: аварии с потерей теплоносителя и аварии с потерей охлаждения. Основными причинами аварий с потерей охлаждения БВ могут быть прекращение или снижение расхода (например, из-за потери электроснабжения насосов, при неисправностях или отказах насосов, вследствие блокировки потока, потери напора на всасе насосов из-за уменьшения уровня воды в отсеке БВ ниже отметки всасывающего трубопровода) и недостаточная передача тепла конечному поглотителю (например, из-за недостаточного расхода технической воды в теплообменниках или превышения проектных тепловых нагрузок, возникающих при

уменьшении числа работающих каналов системы охлаждения относительно проектного значения в ЭС с полной выгрузкой а.з.).

Аварии с потерей теплоносителя могут возникнуть из-за утечек через облицовку БВ и железобетонные ограждающие конструкции или течей в подключенных к БВ системах (например, из-за разрыва всасывающего трубопровода). Течи облицовки БВ могут быть вызваны сильным землетрясением или падением в БВ тяжелых предметов.

По сравнению с авариями на РУ значимые процессы в БВ, существенно влияющие на процессы под ГО, наступают гораздо позже. Это обусловлено, главным образом, большим запасом воды в БВ относительно тепловых нагрузок и низкими скоростями потери воды через неплотности. В сценариях с потерей теплоносителя разрушение топлива начинается раньше, чем в сценариях с потерей теплоотвода из-за более интенсивной потери теплоносителя и, следовательно, более раннего осушения ОТВС.

На рисунках 2.4 - 2.5 приведено схематическое изображение процессов в БВ. Подробно они рассматриваются ниже в соответствующих разделах.



Рисунок 2.4 – Иллюстрация процессов и явлений в БВ ВВЭР-1000: (а) на стадии осушения; (б) на стадии разрушения ОТВС



Рисунок 2.5 – Иллюстрация процессов и явлений в БВ ВВЭР-1000, связанных с тепловым излучением

При отказе системы охлаждения БВ теплоотвод от ОТВС осуществляется в режиме естественной конвекции, как однофазной, так и двухфазной. Циркуляционные контуры зависят от рассматриваемого проекта энергоблока и эксплуатационного режима, и могут видоизменяться по мере снижения уровня в БВ. Так, в начале аварии в многоотсековых БВ, пока уровень не снизился до верха перегородок между отсеками (условно назовём эту стадию начальной стадией осушения), контур циркуляции включает и наиболее напряженный отсек, и общий слой воды над перегородками. После снижения уровня ниже верха перегородок (условно назовём эту стадию основной стадией осушения) в каждом отсеке с ОТВС возникают отдельные контуры циркуляции. В одноотсековых БВ под стадией осушения будем понимать период времени после начала осушения стеллажей.

При полной выгрузке а.з. в БВ АЭС с ВВЭР-1000 снижение уровня воды в БВ начинается уже через 4 часа. Характерное время стадии выкипания воды до верха перегородок в аварии с потерей энергоснабжения составляет 30 часов. Далее выкипание воды в отсеках происходит независимо.

#### 2.3.7.1 Накопление ПД и остаточное тепловыделение в топливе

Нуклидный состав топлива в БВ определяется историей его облучения в а.з. и временем выдержки после прекращения облучения. Поскольку перемещение топлива из а.з. в БВ происходит минимум через несколько дней после заглушения реактора, часть короткоживущих радионуклидов успевает распасться (<sup>133</sup>Xe, <sup>131</sup>I). Соответственно снижается и мощность ОТВ в БВ.

Нуклидный состав топлива и мощность ОТВ могут быть существенно неоднородны по отсекам БВ (в проектах ВВЭР с многоотсековыми БВ), особенно если вся партия вновь выгружаемого топлива помещается в один отсек. В этой связи после снижения уровня воды до перегородок между отсеками выкипание воды из отсеков происходит очень неравномерно. Когда топливо в более напряженном отсеке уже разрушается, в другом отсеке может только начинаться кипение воды.

Наибольший источник радиоактивных веществ и наибольшее тепловыделение в БВ формируются при аварийных полных выгрузках а.з. В этом случае в БВ находится максимальное количество топлива, и значительная его часть (равная числу ТВС в а.з. данного проекта РУ) имеет время выдержки всего 3 суток (минимальное время, за которое считается возможным выгрузить всю а.з. в БВ). Наименьшему источнику радиоактивности и ОТВ соответствует конец ЭС00 «работа РУ на мощности» непосредственно перед остановом реактора для перегрузки. В этом случае наименьшее время выдержки топлива в БВ равно сумме длительности одного топливного цикла и длительности перегрузки, т.е. примерно 1 год, а количество таких ОТВС невелико и равно объёму планово выгружаемых ОТВС (десятки, зависит от топливной загрузки).

#### 2.3.7.2 Перетекание и перемешивание воды между отсеками

В случае аварии в БВ в режиме хранения топлива (при работе на мощности или после плановой перегрузки) из-за нагрева воды в наиболее теплонапряженном отсеке её уровень воды увеличивается, и в определённый момент превышает отметку края перегородки с соседним отсеком. В результате перелива через перегородку горячая вода из одного отсека перетекает в соседний отсек и перемешивается с более холодной водой. Уровни между двумя отсеками выравниваются, и в результате перемешивания воды в общем приповерхностном слое температура воды над горячим отсеком снижается. Этот эффект ограничивает скорость испарения с поверхности горячего отсека и на время откладывает снижение уровня в нём. Согласно результатам численного моделирования, этот эффект может отложить начало снижения уровня в горячем отсеке на несколько часов. Однако учитывая точечное приближение при моделировании поверхностных слоёв воды в отсеках, вопрос эффективности горизонтального перемешивания воды требует экспериментальной проверки. В настоящее время такие экспериментальные данные отсутствуют.

#### 2.3.7.3 Естественная конвекция

Текущие знания о естественной конвекции на начальной стадии осушения основываются на результатах CFD расчетов (полномасштабная конвекция в режиме однофазной циркуляции) и на экспертных оценках (двухфазная циркуляция). Обобщение результатов расчетов при помощи CFD моделей для этой стадии в аварии с потерей теплоотвода в БВ приведено в работе [150]. В бассейне со стеллажами, в которых каждая топливная сборка размещается в отдельном чехле, развиваются контуры естественной

циркуляции, как показано на рисунке 2.6. Боковые перетечки возможны только в областях под и над стеллажами, а общая форма контуров циркуляции в БВ сильно зависит от расположения свободных каналов для движения воды вниз и от распределения ОТВС по мощности ОТВ.

При равномерном распределении ОТВ по БВ расчеты CFD показывают, что в объеме БВ образуется крупномаштабная петля циркуляции: теплоноситель поднимается к поверхности из-за нагрева остаточным тепловыделением внутри стеллажа с ОТВС, охлаждается в приповерхностном слое и опускается на дно БВ снаружи стеллажа (в области между стеллажами и стенами БВ) или через пустые чехлы.



Рисунок 2.6 – Схема циркуляции теплоносителя в БВ с размещением ОТВС в стеллажах [150]





Над стеллажами образуется вторичный контур циркуляции (рисунок 2.7). Развитию этой картины течений также может способствовать работа системы вентилирования воздуха, создающая воздушную завесу над поверхностью БВ (на рисунке 2.7 слева направо), но в авариях в БВ ВВЭР, приводящих к ТА, система вентилирования не функционирует.

Когда в БВ компактно размещены ТВС с большой («горячие») и низкой («холодные») мощностью ОТВ, результаты СFD расчетов показывают, что над горячими ТВС поток поднимается сильнее, задавая направление полномасштабной циркуляции, но в целом картина течений похожа на случай равномерного распределения ОТВ: по всему объему БВ развивается большая конвективная петля, и над холодными ТВС также могут возникать вторичные конвективные петли (рисунок 2.8). Эти вторичные контуры могут эффективно смешивать потоки и, таким образом, уменьшать неоднородность температуры по высоте БВ.

В многоотсековых БВ, используемых на энергоблоках с ВВЭР-1000 (проекты В-320, В-338), перегородки между отсеками ограничивают поперечные течения под стеллажами пределами отсека. Расчеты СFD для двухотсекового БВ ВВЭР с а.з., выгруженной в один из отсеков, показали [153], что над перегородкой образуется крупномаштабный контур циркуляции в результате подъема горячей воды из отсека с выгруженными из а.з. ОТВС, которая затем опускается вниз на рециркуляцию в тот же отсек (рисунок 2.9). Конвективная петля меньшего масштаба, ограниченная размерами второго отсека, формируется в отсеке с холодным топливом длительной выдержки. Таким образом отсеки разогреваются независимо друг от друга.

Поскольку суммарная мощность тепловыделения в ОТВС превышает суммарный отвод тепла от теплоносителя, температура теплоносителя в БВ со временем повышается. Отвод тепла от теплоносителя осуществляется за счет теплообмена на границах

теплоноситель-воздушная среда (испарением, излучением и конвекцией) и конвективного теплообмена на границах стен и пола БВ.



Рисунок 2.8 - Контуры циркуляции теплоносителя в БВ с холодными и горячими ТВС на основе CFD моделирования [152]



Рисунок 2.9 - Результаты CFD расчета [153] аварии с потерей охлаждения БВ в момент начала кипения: а) векторное поле скорости; б) линии тока

#### 2.3.7.4 Тепловые потери

В работе [151] приводятся результаты оценок теплопотерь при помощи CFD расчётов, в соответствии с которыми доля теплоотвода в бетон составляет около 10 % теплопотерь в воздушную среду, что объясняется низкой теплопроводностью бетона.

Доминирующим механизмом тепловых потерь с поверхности воды в атмосферу, как показывают эксперименты и CFD расчеты, является испарение. В экспериментах [154], направленных на изучение теплообмена при испарении в вентилируемую воздушную среду, теплоотдача за счет испарения составляла 80% от полной теплоотдачи в воздух независимо от скорости воздуха (0,02-2,08 м/с) и температуры воды (35 °C – 65 °C). Однако в сценариях аварий, приводящих к разогреву и разрушению ОТВС, работа вентсистемы не учитывается из-за изолирования ГО и/или обесточивания АЭС.

В работе [155] были оценены сравнительные потери тепла в атмосферу при нормальных условиях за счет конвекции и испарения в БВ, и показано, что после разогрева воды до 70°С вклад испарения начинает превышает вклад конвекции.

После достижения температуры насыщения в БВ начинается пузырьковое кипение. Из-за недостаточности экспериментальной базы модели CFD пока слабо валидированы для задач двухфазной циркуляции в условиях аварий в БВ. В CFD расчетах области перегрева воды и образования пузырей наблюдаются прежде всего в верхней части горячих TBC [152], [155] и вблизи свободной поверхности бассейна [152], где гидростатическое давление меньше. Если толщина слоя воды над стеллажами большая, всплывающие пузыри могут конденсироваться в относительно холодной воде, не достигая поверхности бассейна. При снижении уровня теплоносителя доля пузырей в верхней части TBC будет возрастать из-за снижения гидростатического давления, оказываемого столбом жидкости над стеллажами.

Возможными последствиями кипения воды являются следующие явления [150]:

 – рост выхода радиолитического водорода и радионуклидов (активированные продукты коррозии, тритий) в атмосферу под ГО;

 – кавитация насоса или потеря напора на всасе насосов в случае восстановления системы охлаждения БВ;

– механическое нагружение облицовки БВ.

В случае аварии с потерей теплоносителя уровень воды БВ начинает снижаться одновременно с наступлением исходного события (течь одного из отсеков). Поскольку высотная отметка всасывающих трубопроводов системы охлаждения БВ расположена

вблизи уровня воды в БВ, снижение уровня до этой отметки приводит к началу поступления воздуха в трубопроводы системы охлаждения на напоре насосов, в результате чего происходит их отказ. В дальнейшем, как и в аварии с полным обесточиванием, охлаждение ОТВС осуществляется за счет естественной конвекции теплоносителя в пределах БВ. Прогрев воды и начало кипения теплоносителя в БВ до того, как уровень достиг перегородок между отсеками, увеличивают скорость осушения по сравнению со сценарием «полное обесточивание энергоблока». Если же кипение начинается после снижения уровня до верха перегородок, увеличение скорости осушения БВ происходит только в аварийном отсеке с течью.

## 2.3.7.5 Неравномерное распределение охлаждающих потоков естественной циркуляции между ОТВС

В зависимости от тепловой нагрузки и локальных условий на входе и выходе из чехла может существенно различаться распределение расхода циркуляции по ячейкам стеллажа. Условия на входе/выходе зависят от соседних тепловыделяющих сборок, т.е. от конфигурации размещения ОТВС в отсеке БВ, а также могут меняться в ходе аварии.

Крупномасштабные контуры естественной циркуляции, развивающиеся в БВ при рассматриваемых авариях, обычно анализируются средствами вычислительной гидродинамики с использованием довольно грубых моделей и приближений. Например, стеллажи обычно моделируется как анизотропная пористая среда. Эти модели неадекватны для прогноза распределения потоков по ячейкам стеллажей. Для этой цели необходимы более сложные модели стеллажей и ОТВС, а также эксперименты по валидации CFD-моделей для аварийных условий в БВ.

#### 2.3.7.6 Неустойчивость циркуляции внутри ОТВС

Конструкция стеллажей в БВ ВВЭР исключает поперечные перетоки между каналами внутри чехлов. В БВ с бесчехловыми стеллажами хранятся чехловые ТВС, т.е. такие перетоки также исключены. Чехлы с ОТВС образуют параллельные вертикальные независимо обогреваемые каналы, соединенные общим верхним и нижним объемами. Также система параллельных каналов включает каналы вдоль стен отсека и в области пустых чехлов, образующие необогреваемый опускной участок. Модель такой системы из трех параллельных каналов была проанализирована с помощью кода RELAP5/MOD3.2 в работе [156]. При одинаковой мощности всех каналов в стационарном режиме наблюдалось восходящее течение теплоносителя в каждом канале и нисходящее - в необогреваемом канале. Уменьшение тепловыделения в одном из 3-х каналов привело к обращению потока нём. Такое обращение потоков наблюдалось В также экспериментально, например, в [157].

Таким образом, в чехлах с малым ОТВ возможно обращение потока. Это может приводить к неустойчивому циркуляционному течению [158], а в некоторых каналах может снижаться расход и нарушаться охлаждение ОТВС, что может приводить к локальному пузырьковому кипению [159]. В настоящее уровень знаний об этом явлении в геометрии стеллажей БВ оценивается как довольно низкий.

#### 2.3.7.7 Стадия осушения

Ухудшение теплоотвода от ОТВС по мере выкипания воды в отсеках приводит к осушению оболочек твэлов. В аварии с полным обесточиванием энергоблока ВВЭР-1000 в ЭС с полной выгрузкой а.з. процессы в отсеке 2 протекают быстрее как по отношению к остальным отсекам в данной аварии, так и по отношению к аварии с потерей теплоносителя (если течь находится в другом отсеке). Это обусловлено тем, что при полной выгрузке а.з. отсек 2 полностью заполняется свежевыгруженными ТВС, и отношение мощности остаточного тепловыделения к массе воды в нём больше, чем в отсеках 1 и 3.

После снижения весового уровня воды до верха чехлов ОТВС конвективные контуры циркуляции вдоль ячеек стеллажей разрываются, и выкипание воды в чехлах происходит практически независимо.

По мере снижения уровня воды в отсеке осушенная часть ОТВС охлаждается паром, поднимающимся с поверхности воды, а также каплями, уносимыми паром. Теплообмен в стеллажах на этой стадии описывается обычными теплогидравлическими процессами и не отличается от теплообмена в процессе постепенного осушения а.з.

Заметим, что в работе [153] на основе данных экспериментов на установке ALADIN, было показано, что осушение греющей части наступает раньше (при большем весовом уровне) в случае меньшей мощности единичного стержня, моделирующего ТВС. Этот эффект связан с более высоким парообразованием и ростом физического уровня теплоносителя (набуханием столба пароводяной смеси) при большей мощности ТВС.

#### 2.3.7.8 Гейзерный эффект

Гейзерное кипение – явление, которое сопровождается резкими периодическими выбросами большого количества пара и воды в виде крупных капель с поверхности водного бассейна. Это явление возникает при неравномерном прогреве водного бассейна по глубине, с недогретой до насыщения водой у поверхности и перегретой областью в нижней части. При закипании воды в нижней части бассейна (например, из-за временного падения давления) всплывающие пузыри пара уменьшают гидростатический напор столба воды над зоной кипения, интенсифицируя кипение перегретой воды. В результате образуются паровые снаряды, поднимающиеся и расширяющиеся в направлении поверхности бассейна, и увлекающие за собой капли недогретой воды. После снижения давления в области кипения в неё опускается недогретая вода, и выброс пара с поверхности бассейна на время прекращается.

Для реализации этого явления необходимо наличие источника тепла в нижней части бассейна и большая глубина относительно поперечного размера бассейна, препятствующая перемешиванию горячей и холодной массы воды. Этому условию в общем соответствует конструкция БВ ВВЭР. Гейзерное кипение наблюдалось в экспериментах ALADIN (ФРГ), моделировавших БВ. Также гейзерное кипение получалось в расчётах по интегральным кодам при использовании таких нодализационных схем, которые исключают конвективные течения над зоной обогрева, выравнивающие распределение температуры по глубине бассейна.

Тем не менее, на сегодняшний день представительность этого явления применительно к БВ, а также его роль в осушении БВ однозначно не подтверждены, и требуются дополнительные экспериментальные исследования, в том числе, на интегральных стендах с учётом повышенного давления пара над уровнем воды.

#### 2.3.7.9 Теплообмен излучением

Теплообмен излучением в БВ принципиально не отличается от аналогичного процесса в а.з. реактора, за исключением того, что распространение тепла, особенно в радиальном направлении, ограничивается наличием стального чехла вокруг каждой ОТВС. Также следует отметить более сложную геометрическую конфигурацию излучающих поверхностей, поскольку размещение ОТВС в отсеках БВ существенно неоднородно и может иметь как очаговый характер (ОТВС, выгруженные в один и тот же останов, размечаются компактно в одном месте отсека), так и относительно распределённый характер (в одном месте соседствуют ОТВС, выгруженные из а.з. в разные остановы).

## 2.3.7.10 Влияние изменения геометрии при разрушении элементов БВ на теплопередачу

Это явление охватывает теплообмен в различной геометрии, формирующейся при разрушении ОТВС, от раздутия оболочек твэлов до образования пористого дебриса. Теплогидравлические условия в различных частях БВ могут существенно меняться в зависимости от степени повреждения топлива. Дебрис, состоящий из фрагментов окисленных и потерявших устойчивость твэлов, может блокировать приток среды через нижнюю часть стеллажей, а расплавление и стекание чехлов может открыть новые гидравлические каналы для поперечного перетока между соседними ячейками стеллажей.

Эти изменения геометрии и их влияние на теплообмен сложно моделировать в рамках механистического подхода, и для валидации моделей необходимы соответствующие данные. Оценочный уровень знаний о влиянии теплообмена при изменении геометрии - низкий, особенно в отношении экспериментальных данных. Текущая база данных состоит из испытаний SNL на полностью открытых тепловыделяющих сборках [160], [161], [162] и из результатов внутриреакторных экспериментов [163].

#### 2.3.7.11 Нарушение герметичности облицовки БВ при нагреве

Отсеки БВ ВВЭР облицованы двумя слоями стальных листов. Крепление внутренней и внешней облицовки выполнено при помощи стальных швеллеров. Пространство между слоями облицовки служит для организованного сбора протечек, которые могут иметь место в процессе эксплуатации БВ. При авариях температура воды в части БВ возрастает до насыщения, а процессы естественной циркуляции обеспечивают нагрев облицовки. При этом за счёт изоляции от стока тепла – бетонной стены – внутренний слой облицовки нагревается в верхней части бассейна до температуры, близкой к насыщению. В нижней части бассейна, где вода ещё недогрета до насыщения, облицовка остаётся холодной. В результате неравномерного температурного расширения в листах облицовки возникают температурные напряжения. Эти напряжения могут вызвать нарушение герметичности облицовки – например, в результате разрушения сварного шва между облицовочными листами, что приводит к образованию течи в отсеке. В отчёте [150] группа экспертов посчитала, что объективных данных, подтверждающих это предположение, немного. Действительно, несмотря на существенный разогрев БВ на АЭС Фукусима-1 во время аварии 2011 года (визуально наблюдалось интенсивное испарение с поверхности бассейна), течи теплоносителя обнаружены не были, даже в условиях дополнительного нагружения в ходе последовательных афтершоков. В любом случае, применительно к ВВЭР требуется специальный анализ возможности этого явления. Если подтвердится, что образование течи вследствие нагрева возможно, потребуются эксперименты для оценок характерного размера течи.

#### 2.3.7.12 Раздутие и разрыв оболочек твэлов

При достижении температур около 1000 К происходит разгерметизация оболочек твэлов вследствие разрыва под действием избыточного давления в газовых зазорах. Это явление и определяющие его процессы принципиально не отличаются для БВ и а.з. Особенность нагружения оболочек твэлов в БВ заключается в более медленном разогреве твэлов (за счёт меньшего ОТВ) и, как следствие, более высокой степени окисления оболочек. Кроме того, давление снаружи оболочек практически неизменно и составляет порядка 1 атм. Таким образом, перепад давления на оболочках также увеличивается более плавно, чем в случае аварий с потерей теплоносителя на РУ.

#### 2.3.7.13 Выход ПД из газового зазора

При разрыве оболочек твэлов радиоактивные вещества, накопленные в газовых зазорах твэлов, выходят в объём отсека. Этот процесс принципиально не отличается от аналогичного процесса в а.з. реактора, однако состав газовых зазоров твэлов отличается от твэлов в а.з., т.к. часть радионуклидов успевает распасться. Поэтому и доля мощности ОТВ, уносимой газообразными ПД в момент разрыва оболочек, меньше.

#### 2.3.7.14 Поступление воздуха внутрь чехлов с ОТВС

В процессе осушения отсеков БВ возможно образование контуров циркуляции в осушенной области над перегородками, когда в пределах одного, наиболее теплонапряженного отсека наблюдается восходящее течение пара, а в области остальных отсеков – опускное течение паровоздушной смеси. Таким образом, воздух, присутствующий под ГО, подмешивается к пару в БВ, и среда над перегородками БВ из паровой превращается в паровоздушную. Степень интенсивности этого процесса

подмешивания воздуха и соответствующая концентрация воздуха в осушенной части БВ не может быть определена без специальных CFD расчётов или экспериментов.

В проекте DENOPI были запланированы эксперименты, направленные на улучшение понимания условий проникновения воздуха внутрь чехлов с ОТВС. Поток воздуха внутрь частично осушенной сборки может изменить химический состав среды и, следовательно, существенно повлиять на процесс окисления циркониевых оболочек твэлов. В отчёте [150] было определено несколько механизмов, которые могут привести к проникновению воздуха в ОТВС сверху:

– неустойчивость Рэлея-Тейлора, вызывающая локальное опускание богатой воздухом парогазовой смеси из центрального зала в БВ;

 – влияние восходящего потока пара, создаваемого горячей сборкой, на соседнюю холодную сборку;

– обращение потока из-за сил плавучести в вертикальном канале.

Следует отметить, что все эти механизмы сильно зависят от температурных граничных условий в ОТВС и в атмосфере под ГО.

Обращение потока из-за сил плавучести в вертикальном щелевом канале было исследовано в работе [164]. На рисунке 2.10 приведена возникающая картина течения. В вертикальный прямоугольный канал, образованный параллельными пластинами, из которых одна была теплоизолирована, а противоположная нагревалась, снизу вдувался воздух, равномерно распределенный по сечению канала. По мере восходящего течения по каналу газ у одной стенки нагревался и ускорялся так сильно, что на некоторой высоте локальное течение вблизи теплоизолированной стенки останавливалось, а ниже по потоку происходило обращение потока. В результате холодный воздух снаружи проникал в канал сверху и опускался вдоль теплоизолированной стенки. Всплывающий горячий поток увлекал часть встречного опускающегося холодного потока, образуя V-образную зону циркуляции. Из-за того, что навязанный массовый расход на входе в канал оказывался меньше, чем полный расход, обусловленный силами плавучести, внутри канала создавалось минимальное давление, которое обеспечивало подсос холодного воздуха снаружи. Обращение потока из-за сил плавучести в вертикальном прямоугольном канале было также получено в расчётах [165], выполненных для различных конфигураций граничных условий на обогреваемых стенках.



Возможность процесса подсоса воздуха внутрь чехлов и конкретный механизм этого процесса в геометрии стеллажей ВВЭР (рисунок 2.11) требует специального изучения.

#### 2.3.8 Стадия начала разрушения ОТВС в БВ

Процессы разрушения ОТВС вследствие осушения отсеков при авариях с полным обесточиванием и в авариях LOCA близки, хотя в случае полного обесточивания начальная стадия характеризуется более медленным протеканием за счет более медленного снижения уровня. Кроме того, более длительная выдержка ОТВС в паровой среде при высоких температурах приводит к большей степени окисления оболочек, т.е. к более позднему выходу расплава на поверхность оболочек и началу стекания.

При достижении температур ~1500 К интенсифицируется окисление оболочек твэлов и конструкционной стали чехлов стеллажей, начинается интенсивное образование водорода. При снижении уровня ниже отметки входа в чехлы ОТВС исчезает гидрозатвор в нижней части стеллажей, и контур циркуляции в аварийном отсеке восстанавливается, при этом состав среды меняется с парового на паровоздушный. Ожидается, что холодная паровоздушная смесь из атмосферы под ГО будет опускаться вдоль боковых стен БВ, распределяться по дну аварийного отсека и далее подниматься вверх за счет нагрева от ОТВС. В данном случае чехлы стеллажей (или чехлы ОТВС) образуют тяговые участки. Генерация и подмешивание в поток менее плотного водорода будет способствовать всплытию парогазовой смеси. Эта естественная конвекция обеспечивает довольно хороший теплосъем с ОТВС, разогрев оболочек твэлов замедляется, и их температуры стабилизируются на уровне 1500–2000 К в зависимости от мощности ОТВС. Но на расход циркуляции большое влияние будет оказывать геометрия частично разрушенных ОТВС.

Окисление оболочек твэлов паром существенно замедляется и продолжается в режиме парового голодания, возникающего из-за расположения уровня воды ниже обогреваемой части ОТВС. При этом нельзя исключать влияние воздуха на процесс окисления.

По мере разогрева ОТВС происходит также плавление стальных чехлов заполненных стеллажей. Предполагается, что образующийся и стекающий расплав борированной стали заблокирует проходное сечение стеллажей в их нижней части, разорвав, таким образом, установившейся контур естественной циркуляции через ОТВС. Конвективный теплоотвод от твэлов снижается, начинается их разогрев. Последующие процессы разрушения твэла (плавление металлического Zr во внутренних слоях оболочек, растворение  $UO_2$  и внешнего оксидного слоя жидким Zr, разрушение слоя  $ZrO_2$  и вытекание расплава U-Zr-O на поверхность твэлов, стекание расплава) не отличаются от процессов в а.з.

Следует специально отметить различие процессов, протекающих параллельно в соседних отсеках. Из-за существенно неоднородного тепловыделения по отсекам (а при аварии в режиме хранения топлива или при частичной перегрузке отсек 2 вообще не содержит ОТВС) время полного осушения отсеков различно. В случае полного обесточивания энергоблока один из отсеков уже полностью осушен тогда, когда в других отсеках ещё остаётся вода. В случае аварии с течью теплоносителя время полного осушения аварийного отсека также много меньше времени осушения остальных отсеков. Соответственно, различается и время перехода к конечной стадии разрушения БВ. Процессы, обусловленные этой особенностью многоотсековых БВ, рассматриваются далее при обсуждении процессов на конечной стадии разрушения БВ.

#### 2.3.8.1 Воздушное охлаждение полностью осушенных ТВС и стеллажей

В отчёте [150] это явление получило очень высокий уровень важности. Оно подразумевает охлаждение полностью осушенных ОТВС за счет естественной конвекции в отсеке, а также за счёт теплового излучения. Как показывают расчётные оценки, воздушного охлаждения полностью осушенных ОТВС недостаточно для поддержания температуры оболочки ниже 1100–1200 К. А при более высокой температуре экзотермическое окисление оболочки инициирует эскалацию температуры.

Применительно к ВВЭР возникает вопрос, будет ли иметь место подсос холодного воздуха в БВ, или сформируются 2 независимых контура циркуляции над ОТВС и в

области ОТВС (рисунок 2.12 справа). Если кислород из воздуха полностью уйдет на окисление оболочек твэлов и чехлов стеллажей, в нижней части стеллажей и ОТВС будет циркулировать тяжелая азотная смесь.

Другой вопрос, пока не имеющий ответа, – насколько интенсивное перемешивание газа будет наблюдаться над уровнем ТВС, и будет ли формироваться обратное течение газа в маломощных ТВС длительной выдержки. Для ответов на эти вопросы необходимо проведение экспериментальны исследований и выполнение численного CFD-моделирования.



Рисунок 2.12 – Альтернативные предполагаемые контуры циркуляции газа в полностью осушенном отсеке БВ ВВЭР

#### 2.3.8.2 Теплообмен излучением

Это явление относится к теплообмену между осушенными и, возможно, поврежденными ОТВС с разной мощностью ОТВ. Учитывая большую вариативность размещения ОТВС в отсеках, роль теплообмена излучением в формировании поля температур очень велика. Также это явление включает теплообмен ОТВС в аксиальном направлении с водой под стеллажами, стенками и полом БВ, а также влияние свойств среды в БВ на перенос излучения. В настоящее время имеется дефицит данных для валидации моделей излучение даже в неизменённой геометрии БВ (большие расстояния, наличие экранирующих излучение чехлов, влияние окисления на коэффициент серости излучающих поверхностей). Ожидается, что излучение между осушенными ОТВС, чехлами и стенами БВ будет сильно зависеть от геометрии стеллажей, конструкции БВ и схемы размещения ОТВС. Поэтому необходимы эксперименты в прототипных для ВВЭР условиях. Дополнительная сложность заключается в том, что коэффициенты видимости могут меняться по мере повреждения ОТВС и чехлов стеллажей.

#### 2.3.8.3 Выход ПД из топлива

Попадание воздуха в отсеки БВ изменяет окислительно-восстановительные условия вблизи топлива, в результате вероятность выхода полу- и слаболетучих продуктов деления и частиц топлива возрастает по сравнению с паровой средой в реакторных авариях. Особенно заметно это проявляется для радиационно значимых нуклидов Ru, образующих летучее соединение RuO<sub>4</sub>. Увеличение выхода ПД связано с окислением топливной матрицы UO<sub>2-x</sub> сначала до U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, а затем до UO<sub>3</sub>, и последующим окислением металлических полулетучих и слаболетучих продуктов деления в более летучие оксиды [169], [170], [171]. Также в отчёте [166] приводятся данные о возможности тонкой фрагментации топливных таблеток до частиц размером порядка 10 мкм в результате окисления. Унос этих частиц газом также представляет большую радиационную опасность.

Количественных данных о выходе продуктов деления из UO<sub>2</sub> в окислительной воздушной или паровоздушной среде относительно немного. Известные источники экспериментальных данных в этих условиях приводятся в отчёте ОЭСР [166]. Большая часть данных относится к паровой среде. Явление оценивается высокой степенью важности и имеет средний уровень знаний применительно к условиям в БВ.

#### 2.3.8.4 Окисление оболочек твэлов в присутствии пара и воздуха

Физика окисления оболочек твэлов в присутствие воздуха в БВ ВВЭР аналогична физике этого явления в а.з. (см. описание в параграфе 2.3.2.2), однако имеет особенности. Так же, как и в а.з., при ТА в БВ к моменту потенциального поступления воздуха в область расположения твэлов оболочки твэлов уже имеют поверхностный слой оксида. Поэтому протитипным условием для ТА в БВ является наличие предокисленного слоя ZrO<sub>2</sub> на оболочка твэлов и одновременое присутствие пара и воздуха в атмосфере вокруг твэлов. Плотность слоя ZrO<sub>2</sub>, определяющая его защитные свойства, зависит от скорости разогрева OTBC, т.е. от мощности OTB в твэлах.

При достаточно высоком темпе разогрева (например, если авария происходит через несколько дней после выгрузки топлива из а.з.) оболочки твэлов окисляются в основном при температурах свыше 1400 К и формируют плотный оксидный слой, хорошо защищающий металлическую часть оболочек от окислителя.

Если на момент начала аварии в БВ (или в отдельном отсеке БВ) присутствуют ОТВС с длительной выдержкой после окончания облучения в а.з., мощность ОТВ и скорость разогрева осушеных твэлов существенно меньше, так что оболочки твэлов могут окисляться длительное время при относительно невысоких температурах. При длительном окислении циркониевых сплавов при температурах 1300–1400 К образующийся оксидный слой имеет рыхлую непрочную структуру, фактически прозрачную для окислителя.

Несмотря на то, что на начальной стадии разрушения ОТВС основным окислителем является пар, после снижения уровня воды из-за большой площади поверхности испарения в БВ возможно конвективное подмешивание воздуха из центрального зала в область стеллажей. Поэтому в конце начальной стадии разрушения ОТВС может происходить окисление паровоздушной смесью. Кроме того, результаты интегральных расчётов ТА показывают, что поступление воздуха на вход в стеллажи возможно после полного осушения стеллажей, когда уровень воды опускается под нижнюю плиту и открывается контур циркуляции газа вдоль сохраняющих стержневую геометрию ОТВС. Интенсивность поступления воздуха к оболочкам на этих стадиях требует проверки в интегральных экспериментах и CFD расчётах.

Таким образом, явление окисления оболочек твэлов паровоздушной смесью имеет высокий уровень важности для ТА в БВ ВВЭР. Окисление в паровоздушной среде происходило при ТА на энергоблоке 2 АЭС Пакш в контейнере по промывке выгруженных из а.з. ОТВС, однако эта авария достаточно специфична для энергоблоков с ВВЭР, поскольку произошла в исключительных условиях (использование непроектного и не согласованного с Генеральным конструктором оборудования).

С учётом сохраняющейся неопределённости знаний об интенсивности примешивания воздуха в нижнюю часть БВ необходимы экспериментальные и расчётные исследования в широком диапазоне условий ВВЭР. Также имеется недостаток экспериментальных данных по исследованию отдельного явления окисления в паровоздушной среде именно для оболочек твэлов ВВЭР.

#### 2.3.8.5 Наводороживание оболочек твэлов

Явление наводороживания оболочек твэлов в БВ аналогично этому явлению в а.з. (см. параграф 2.3.2.3), однако имеет свои особенности из-за отличия граничных условий, описанных в предыдущем параграфе.

В эксперименте QUENCH-12, проводившемся в КІТ с длительным предокислением оболочек Э110 ВВЭР в интервале температур 1300-1400 К, наблюдалось значительное поглощение водорода оболочками (около 25% от образованного количества) из-за сильного эффекта отшелушивания оксидной плёнки на поверхности оболочек. Потенциально этот эффект может привести к охрупчиванию и разрушению оболочек на стадии повторного залива в рамках реализации мер по управлению ТА, однако в эксперименте QUENCH-12 это не произошло, и сборки имитаторов твэлов сохранили стержневую геометрию. Также интересно, что в эксперименте QUENCH-12 поглощённый

водород затем залпово выделился в начале повторного залива сборки водой. Это связано с низкой растворимостью Н в ZrO<sub>2</sub>. Выделение водорода дополнительно к водороду от окисления оболочек на стадии повторного залива приводит к более высокой скорости выхода водорода под ГО, способной превысить производительность ПКРВ.

Описанные условия (длительное окисление при температуре не выше 1400 °С, охрупчивание оболочек твэлов из-за окисления и наводороживания и быстрый залив водой) сложились также в ходе ТА, произошедшей в промывочной камере на энергоблоке 2 АЭС Пакш в 2003 г. [167]. В отличие от эксперимента QUENCH-12, в результате аварии произошло значительное разрушение 30 ТВС, загруженных в камеру. Сама эта авария уникальна, поскольку на энергоблоке 2 в технологическом процессе использовалось непроектное и не согласованное с Генеральным конструктором оборудование. В рамках изучения аварии в АЕКІ были проведены эксперименты CODEX-CT-1 и CODEX-CT-2 [168], в которых моделировались аварийные условия в промывочной камере при помощи сборки из 7 обогреваемых стержней. В обоих экспериментах было показано существенное охрупчивание и разрушение оболочек стержней, однако относительный вклад наводороживания и окисления в охрупчивание в этих условиях выделен быть не может, поскольку оба процесса взаимосязаны.

Таким образом, эффект наводороживания оболочек твэлов в БВ может быть важен для безопасности при реализации мер по повторному заливу ОТВС водой.

#### 2.3.8.6 Повторный залив БВ водой

На энергоблоках ВВЭР повторный залив БВ водой возможен либо за счёт подачи воды в БВ при помощи проектных систем охлаждения БВ, либо, в гораздо меньшей степени, за счёт попадания в БВ капель спринклерной системы. Залив БВ снизу через напорные трубопроводы системы охлаждения сопровождается теми же явлениями и процессами, что и повторный залив осушенной а.з.

Модели спринклерной системы, имеющиеся в ТА кодах, изначально не предполагались для использования в условиях и геометрии БВ и требуют проверки.

По оценкам экспертов, на сегодняшний день отсутствуют хорошо проверенные критерии оценки эффективности аварийных систем охлаждения БВ, сравнимые с приёмочными критериями для пиковых температур оболочек твэлов в реакторных авариях с потерей теплоносителя (ECCS LOCA).

Отдельно отметим потенциальный негативный эффект повторного залива, особенно при недостаточном расходе относительно мощности ОТВ в отсеке. Затопление нижней, необогреваемой части ОТВС, формирует водяной гидрозатвор внутри и снаружи чехлов и блокирует контур естественной циркуляции воздуха через ОТВС, который в отсутствие воды позволял бы охлаждать ОТВС. В этом случае для ограничения роста температуры предпочтительным будет подача воды сверху (орошение). Для проверки и подтверждения этого предположения необходимы эксперименты. В настоящее время явление охлаждения ОТВС падающими каплями воды изучается в проекте DENOPI [172].

#### 2.3.9 Конечная стадия разрушения ОТВС в БВ

#### 2.3.9.1 Образование слоя дебриса на дне БВ

В результате нагрева твэлов в определённый момент времени начинается потеря их устойчивости, и после разрушения хвостовиков ТВС и нижней плиты стеллажей на дне отсека формируется слой частично расплавленного дебриса, характеризующийся малой площадью теплообмена. Вследствие тепловыделения в слое дебриса увеличивается доля жидкой фазы, образуется ванна расплава, которая растворяет металлическую облицовку на дне и на нижней части стен отсека. В основном процесс образования дебриса и теплообмен в нём не отличаются от аналогичных процессов в а.з. реактора.

#### 2.3.9.2 Тепловое излучение кориума на бетон

После полного осушения отсека и начала образования жидкой фазы в слое дебриса формируется большой поток излучением с поверхности дебриса на нижнюю часть стен

отсека. Это вызывает нагрев поверхности стен. При достижении стенами температуры насыщения при текущем давлении начинается осушение бетона, обусловленное испарением свободной воды. Дальнейший разогрев бетона вызывает испарение также и связанной воды. В результате часть бетона в стенах охрупчивается, и его фрагменты осыпаются в расплав. Это явление наблюдалось при обследовании постамента реактора на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1, но экспериментально пока не проверялось.

Важность этого явления для БВ ВВЭР заключается в возможности локального разрушения бетонной перегородки между осушенным и неосушенным отсеком на такую глубину, при которой произойдёт образование сквозной бреши в перегородке и начнётся поступление воды из заполненного отсека в осушенный.

#### 2.3.9.3 Взаимодействие расплава с бетоном

После образования обширной жидкой фазы в слое дебриса на дне БВ начинается взаимодействие расплава с бетонным полом и бетонной перегородкой между отсеками. Абляция бетона расплавом сопровождается выделением в атмосферу пара, водорода как продукта окисления паром металлических компонент (расплава, стальной арматуры и закладных деталей), а также СО и СО<sub>2</sub>. Водород и СО являются горючими газами. Поступление пара, H<sub>2</sub>, СО и СО<sub>2</sub> приводит к постепенному росту давления под ГО, а также к образованию взрывоопасных смесей. Всего за время аварии в результате окисления металлических элементов в БВ может образоваться 1,5 тонны водорода.

Вследствие отмеченной выше неоднородности времени полного осушения отсеков БВ ВВЭР-1000 возможно состояние, в котором один отсек ещё полон воды, и в нем только начинается кипение теплоносителя (либо вообще остаётся холодная вода, если это незаполненный ТВС отсек в аварии при хранении или частичной перегрузке топлива), а в соседнем, более теплонапряжённом или аварийном (с течью) отсеке уже образовалась ванна расплава и началось взаимодействие расплава с бетоном. В таких сценариях из-за сквозной эрозии бетонной перегородки расплавом в перегородке может образоваться брешь. В результате вода из неразрушенного отсека начинает поступать в отсек с расплавом. В осушенном отсеке происходит залив расплава водой, сопровождающийся дополнительным окислением и выходом водорода. В другом отсеке происходит потеря воды. В зависимости от мощности ОТВ в этом отсеке может иметь место как ускорение разогрева и разрушения ОТВС, так и стабилизация температуры на некотором уровне изза естественной конвекции парогазовой смеси в пределах отсека. После того, как уровни воды в смежных отсеках выравниваются, дальнейшее уменьшение уровня обусловлено выкипанием воды, в итоге приводящим к полному осушению гидравлически связанной системы из двух отсеков.

Продолжающееся взаимодействие расплав-бетон может привести к сквозному проплавлению дна БВ в аварийном отсеке и к стеканию расплава в помещение ГО под БВ.

#### 2.3.9.4 Горизонтальное растекание расплава

Образование жидкой ванны на дне отсека, скорее всего, будет происходить локально, в соответствии с распределением топлива с наибольшим ОТВ. При этом на дне отсека могут оставаться достаточно большие области, в которых разрушенное топливо отсутствует, поскольку над этими областями находились пустые ячейки стеллажей. В эти области может растекаться жидкий расплав. Горизонтальное растекание влияет на глубину ванны расплава, а точнее, на соотношение между объёмом и поверхностью теплообмена ванны, и, следовательно, на эффективность теплоотвода от расплава. С другой стороны, растекание расплава увеличивает площадь взаимодействия с бетоном и, таким образом, источник пара и неконденсирующихся газов. Эффективность растекания расплава существенно зависит от его свойств, т.е. от состава. Так, во время аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. расплав растекся на большие расстояния в горизонтальном направлении и заполнил систему связанных подреакторных помещений, с максимальным расстоянием растекания 50 м [173], а также переместился в помещения на 2-х этажах ниже [174]. Это объяснялось его насыщением серпентинитом, снижавшим вязкость, а также

очень сильной зависимостью вязкости от температуры. На энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1 предварительные обследования дна сухого бокса контейнмента свидетельствуют о том, что расплав вытек за пределы постамента реактора через проём и, по крайней мере, частично заполнил область между постаментом и облицовкой контеймента, переместившись на расстояние около 10 м.

После сквозной абляции перегородки между отсеками возможно затекание расплава из разрушенного отсека в отсек, заполненный водой. Это может ускорить разрушение опор стеллажей и вызвать потерю устойчивости ОТВС в смежном отсеке. Однако степень растекания расплава остаётся открытым вопросом, особенно с учётом его охлаждения водой, поступления в него стали облицовки и опор стеллажей. Поэтому возможность и количество повреждённых ОТВС в отсеке, смежном с разрушенным, является неопределённой величиной.

В настоящее время сохраняется дефицит как экспериментальных, так и аналитических результатов моделирования этого процесса.

#### 2.3.10 Процессы под ГО при аварии в БВ

Процессы в БВ в ходе развития аварии оказывают непосредственное влияние на состояние атмосферы под ГО (или центрального зала на ВВЭР-440, расположенного вне зоны локализации). Рост давления под ГО происходит вследствие следующих процессов:

– образование и выход пара из БВ на начальной стадии ТА в БВ;

- образование и выход из БВ водорода на начальной стадии разрушения ОТВС;
- образование и выход пара, H<sub>2</sub>, CO и CO<sub>2</sub> за счет взаимодействия расплав-бетон;
- конвективный теплообмен конструкций БВ с парогазовой смесью.

В свою очередь, давление под ГО определяет температуру насыщения в БВ и, следовательно, условия для кипения воды. Также давление под ГО влияет на скорость испарения воды из бетона при его нагреве на стадии взаимодействия с расплавом.

Если спринклерная система работоспособна, а ГО изолирована, при небольшом превышении давления под ГО над атмосферным (в зависимости от проекта уставки на срабатывание варьируются от 108 кПа до 130 кПа) происходит ее срабатывание. Вызванная работой спринклерной системы конденсация, кроме эффектов, описанных выше применительно к ТА на РУ, в случае БВ вызывает уменьшение содержания пара в парогазовой среде в осушенной части БВ. В результате окисление в паровоздушной среде может смениться окислением в преимущественно воздушной среде. Также работа спринклерной системы сопровождается поступлением части воды в БВ.

В случае отказа изолирования ГО выкипание воды из БВ приводит к вытеснению значительной части воздуха из-под ГО, поэтому концентрация воздуха уменьшается, что важно с точки зрения условий окисления оболочек твэлов.

Поступление ПД под ГО обеспечивается потоком парогазовой смеси. В отсутствие направленного расхода из БВ в центральный зал аэрозоли ПД будут циркулировать в пределах объёма БВ, и их выход под ГО будет незначительным. При отсутствии контуров ЕЦ в БВ или при интенсивном паро- и газообразовании в нижней части БВ (например, при падении кориума в воду на дне БВ, при начале взаимодействия расплав–бетон, при поступлении воды из соседнего отсека на поверхность расплава) будет происходить пиковый выход взвешенных и осаждённых ПД под ГО. Также в случае, если происходит течь из БВ через дренажную линию за пределы ГО, при отказе изолирования ГО может возникнуть тяговый участок через БВ от конца дренажной линии до среза венттрубы.

Важной особенностью процессов в БВ является большой перепад высот между дном и отметкой выхода в центральный зал (~15 м), что увеличивает роль гравитационного осаждения аэрозолей.

В остальном процессы под ГО, обусловленные процессами в БВ и в а.з., принципиально не отличаются.

#### 2.3.11 Ранжирование явлений и процессов при ТА на ВВЭР

Описанные выше процессы и явления объединены в сводные таблицы 2.10 - 2.18, и для каждого процесса и явления оценены степень важности и уровень знаний. Для этого учитывались частные мнения 8 специалистов в области ТА ВВЭР, включая мнение автора этой работы. Характеристики важности процессов и явлений оценивались по влиянию на ход аварии и результирующие параметры безопасности по следующей шкале:

- В высокая (заметно влияет);
- С средняя (может влиять в отдельных случаях);
- Н низкая (слабо влияет, возможен упрощённый учёт)
  - Аналогичная шкала использовалась для оценки уровня знаний (понимания основных особенностей процесса):
- В высокий (достаточное понимание);
- C средний (в основном понимание достаточное, но имеются заметные количественные неопределённости);
- H низкий (данных недостаточно или имеются противоречивые данные, полное понимание отсутствует).

Для многих явлений частные мнения специалистов различались, иногда существенно (имелись протиповоложные оценки В и Н). В тех случаях, где отличия не содержали противоположных оценок и количество голосов в пользу одной и другой оценок было примерно равным, в таблицах 2.10 - 2.18 приводится соответствующая обобщённая оценка с указанием двух пограничных оценок. Для процессов и явлений с противоположными оценками проводились дополнительные беседы с их авторами с целью уточнения их мнения. В большинстве таких случаев удалось найти причину разных мнений и уточнить оценку.

Как следует из таблиц 2.10 - 2.18, лучше всего исследованы теплогидравлические процессы, относящиеся к начальной стадии ТА, процессы на начальной стадии разрушения а.з. и процессы, происходящие в атмосфере под ГО. Заметно хуже изучены процессы на конечной стадии разрушения а.з. и на стадии удержания расплава в корпусе реактора. Также имеется заметный недостаток в понимании протекания процессов на внекорпусной стадии и в БВ, включая ряд теплогидравлических процессов в БВ. Процессы с оценками уровня знаний С/Н и Н определяют направления дополнительных экспериментальных и аналитических исследований.

Призина насизоа	Степень	Уровень
явление, процесс	важности	знаний
Реактивностные эффекты	B-H	B/C
Накопление ПД в топливе и их выход в газовый зазор твэла	В	B/C
Выбег ГЦНА в одно- и двухфазном теплоносителе	B/C	С
Однофазная ЕЦ в первом контуре	B/C	В
Двухфазная ЕЦ в первом контуре	В	B/C
Истечение теплоносителя	В	B/C
Теплообмен в металлоконструкциях и тепловые потери	С	B/C
Горизонтальная и вертикальная стратификация фаз	B/C	B/C
Тепловыделение в а.з.	В	В
Теплообмен в а.з.	В	В
Набухание уровня и унос капель воды в а.з.	В	С
Влияние неконденсирующихся газов	В	С
Очищение гидрозатвора холодных ниток ГЦТ	B/C	B/C
Продвижение фронта смачивания (вверх и вниз)	B-H	С
Байпассирование а.з. водой САОЗ	B/C	C**
Противоток и ограничение противоточного движения фаз	B/C	B/C

Таблица 2.10 – Таблица PIRT для явлений и процессов при начальной стадии ТА

Ραδοτα СΠΟΤ ΠΓ	В	B/C
Работа СПЗАЗ (ГЕ-2)	В	B/C
Асимметричное поведение петель ГЦТ	B-H	B/C
Перемешивание, перенос и осаждение бора		С
Деформация и разгерметизация оболочек твэлов	B/C*	B/C
Выход ПД из газового зазора	Н	B/C
Фрагментация и перемещение топлива при раздутии оболочки	B/C	C/H

\* с точки зрения последующего выхода радиоактивных веществ \*\* масштабный фактор

<b>Τ Γ Ο</b> 11	тс	DIDT					
Таолина 2.11	- гаолина	РІКІ ЛЛЯ	явлении и п	попессов на	сталии	начала	разрушения а.з.
1.0000000	1					1100 1000100	

		Уровень
льяение, процесс	важности	знаний
Окисление оболочек твэлов паром	В	B/C
Окисление оболочек твэлов в присутствии воздуха	С	С
Наводораживание оболочек твэлов	Н	С
Плавление металлических элементов а.з. и ВКУ	В	В
Растворение UO <sub>2</sub> и ZrO <sub>2</sub> расплавом циркония	B/C	В
Окисление В <sub>4</sub> С	C/H	B/C
Окисление стали	С	С
Образование низкотемпературных эвтектик	B/C	С
Образование блокад	В	B/C
Теплообмен излучением	В	С
Естественная конвекция парогазовой смеси	В	C*
Термомеханика трубопроводов первого контура	B/C	C/H
Поведение ПД и актиноидов	В	B/C

\* CFD и Nu=f(Ra) в известной геометрии

#### Таблица 2.12 - Таблица PIRT для явлений и процессов на конечной стадии разрушения а.з.

		Уровень
лвление, процесс	важности	знаний
Формирование и окисление пористого дебриса	B/C	C/H
Образование бассейнов расплава	В	С
Теплообмен ванны расплава		С
Окисление расплава	В	С
Вытекание расплава из а.з.	В	C/H
Выход ПД и актиноидов при взаимодействии расплава с водой	В	C/H
Повторное взвешивание ПД и актиноидов		C/H

Таблица 2.13 - Таблица PIRT для явлений и процессов на стадии внутрикорпусного удержания расплава

Явление, процесс		Уровень
		знаний
Взаимодействие расплава с водой	В	С
Воздействие струи расплава на стенку корпуса	C/H	В
Теплообмен в слое фрагментировавшего расплава	В	С
Распределение дебриса в НКР		C/H
Образование и расслоение многокомпонентного расплава	B/C	С
Теплообмен в тепловыделяющей ванне расплава	В	С
Эффект щелевого охлаждения расплава	C/H	C/H
Теплообмен на поверхности расплава	В	C/H

Окисление расплава при заливе водой	B/C	С
Выход ПД и актиноидов из ванны расплава в НКР	C/H	C/H
Растворение стали корпуса в контакте с металлическим		
расплавом	В	C/H
Повторная критичность при контакте расплава с водой	С	C/H
Термомеханика корпуса реактора	B/C	C/H
Химическое взаимодействие оксидного расплава с материалом		
корпуса	Н	C/H
Жидкофазное горение		C/H
Окисление стали в контакте с оксидным расплавом	Н	Н
Высокотемпературное обезуглероживание стали	C*	Н
Теплогидравлика при наружном охлаждении корпуса	B*	B/C
Тепловое разрушение корпуса и выход расплава из корпуса	В	C/H

\* применительно к проекту ВВЭР с наружным водяным охлаждением корпуса (СУРОК)

Таблица 2.14 - Таблица PIRT для явлений и процессов под ГО

Явление, процесс		Уровень
		знаний
Квазистационарное нагружение ГО давлением	В	В
Конвекция парогазовой среды	В	B/C
Стратификация среды в помещениях	В	B/C
Перемешивание в газе, вызванное импульсом	В	B/C
Перемешивание в газе, вызванное плавучестью	В	B/C
Кипение в водных объёмах	B/C	B/C
Тепломассообмен при работе спринклерных систем	В	B/C
Перенос, осаждение и распределение ПД и актиноидов	В	C/H
Химия йода	В	С
Горение водорода	В	С
Работа ПКРВ	В	B/C
Повторный унос ПД и актиноидов	B/C	C/H

Таблица 2.15 - Таблица PIRT для явлений и процессов на внекорпусной стадии ТА

		Уровень
лвление, процесс	важности	знаний
Выброс расплава и прямой нагрев атмосферы под ГО	B/C	C/H
Взаимодействие расплава с водой	Н	С
Растекание расплава	B/C	Н
Взаимодействие расплава с бетоном		С
Теплообмен на поверхности расплава		C/H
Выход ПД и актиноидов при взаимодействии расплава с бетоном		C/H
Теплообмен в УЛР		С
Взаимодействие расплава с материалами в УЛР	В	С
Выход ПД и актиноидов из УЛР	C/H	C/H

### Таблица 2.16 - Таблица PIRT для явлений и процессов на начальной стадии ТА в БВ

		Уровень
лвление, процесс	важности	знаний
Накопление ПД и актиноидов, ОТВ в топливе	В	В
Перетекание и перемешивание воды между отсеками	C/H	C/H
Стадия осушения	В	B/C
Гейзерный эффект	С	C/H

Теплообмен излучением	B-H	С
Влияние изменения геометрии при разрушении элементов БВ на		
теплопередачу	B/C	C/H
Нарушение герметичности облицовки БВ при нагреве	C/H	C/H
Раздутие и разрыв оболочек твэлов	B/C	B/C
Выход ПД из газового зазора	Н	B/C
Поступление воздуха внутрь чехлов с ОТВС	С	Н

Таблица 2.17 - Таблица PIRT для явлений и процессов на стадии начала разрушения ОТВС

Явление, процесс	Степень	Уровень
	важности	знаний
Воздушное охлаждение полностью осушенных ТВС и стеллажей	B/C	C/H
Теплообмен излучением	В	C/H
Выход ПД и актиноидов из топлива	В	С
Окисление оболочек твэлов в присутствии пара и воздуха	В	B/C
Повторный залив БВ водой	В	С

Таблица 2.18 – Таблица PIRT для явлений и процессов на конечной стадии разрушения ОТВС в БВ

Явление, процесс	Степень	Уровень
	важности	знаний
Образование слоя дебриса на дне БВ	B/C	C/H
Тепловое излучение кориума на бетон	В	C/H
Взаимодействие расплава с бетоном	В	С
Горизонтальное растекание расплава	B/C	Н

#### 2.3.12 Выводы по главе 3

В главе 2 представлены критерии отбора элементов энергоблока для включения в ФММ. Рассмотрены проблемы выбора сценариев тяжёлых аварий ВВЭР, подлежащих расчётному анализу. Показана важность полноты учёта различных эксплуатационных состояний, мер по управлению ТА и особенностей конкретного энергоблока, проблемы и существующие методы разработки представительного перечня ТА для реактора и бассейна выдержки отработанного топлива в различных эксплуатационных состояниях.

На основе обзора расчётных исследований ТА, выполненных в разное время с участием автора, составлены перечни представительных сценариев ТА для различных проектов РУ ВВЭР.

Показано, что перечни представительных сценариев ТА определяются целями конкретной задачи безопасности. Применительно к задаче водородной взрывобезопасности представлены методические аспекты выбора сценариев ТА, основанные на поиске наихудших условий для горения водородовоздушной смеси под ГО.

Представлено описание взаимосвязанных процессов и явлений, протекающих в разных частях энергоблока ВВЭР на последовательных стадиях представительных тяжёлых аварий. Для рассмотренных процессов и явлений приведены данные об экспериментах, в которых выполнялось их исследование. С использованием методики ранжирования процессов (PIRT) выделены наиболее важные процессы с точки зрения их влияния на развитие и последствия ТА, а также дана оценка уровню их изученности. Достаточно хорошо изученные процессы, влияющие на развитие ТА, представляют собой основу для численного моделирования при помощи интегрального кода в составе ФММ. Недостаточно изученные, но важные процессы определяют направления дополнительных экспериментальных и аналитических исследований.

### 3 СРЕДСТВО ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ТА

Необходимость учёта в ФММ энергоблока и многомасштабных объектов, и мультифизичности, и взаимосвязанности процессов приводит к необходимости использования интегральных кодов. То есть, процессы и явления, определённые на предыдущем этапе, должны учитываться в ФММ энергоблока посредством физических моделей, интегрированных в единую расчётную среду. Интегрирование моделей в единый комплекс необходимо, т.к. при ТА важны не только сами процессы, но и их взаимное влияние. Обратные связи между процессами должны быть корректно отражены во взаимодействии отдельных физических моделей процессов.

Основные вопросы, решаемые на втором этапе создания ФММ:

– как именно необходимо моделировать ключевые процессы на основных составляющих энергоблока для получения реалистических и обоснованных прогнозов при тяжёлых авариях на РУ ВВЭР;

– какой интегральный код использовать для включения в ФММ энергоблока.

# **3.1** Современные тенденции развития интегральных кодов для расчётного анализа ТА

За последние 30 лет за рубежом было разработано большое количество интегральных компьютерных программ (кодов) для численного анализа ТА на легководных реакторах: MELCOR, MAAP, SCDAP/RELAP (все – США), ASTEC, ICARE (все Франция), ATHLET-CD, AC<sup>2</sup> (все - ФРГ). В нашей стране основным кодом для анализа ТА является СОКРАТ. НИЦ «Курчатовский институт» использует собственный разработанный и аттестованный код МАВР-ТА. В Японии развиваются коды SAMPSON и ASYST-ISA, но в практику массового применения они ещё не вошли. Развитие перечисленных кодов обусловлено разными предпосылками, но можно выделить несколько общих методических тенденций.

Прежде всего, в ТА кодах интегрированы физические модели, которые описывают важнейшие процессы и явления [140], [142], [175], [176], [177], определяющие развитие аварии в данной области применения кода (тип реактора, категории аварий, стадии аварий и т.д.). Как было показано в предыдущем разделе, ТА характеризуются разнообразием задействованных материалов, процессов, широким диапазоном значений параметров, характеризующих эти процессы. Это делает необходимым учёт фазовых превращений в материалах, различных химических реакций, образование эвтектических смесей при взаимодействии материалов а.з. и ВКУ. Поэтому прогнозирование развития и последствий ТА предполагает мультифизичное моделирование.

Дополнительные сложности создаёт существенно различающийся масштаб характерных размеров моделируемых объектов. Различие в масштабах моделируемых объектов наглядно демонстрируется на примере размерного ряда: зерно топливной матрицы UO<sub>2</sub> (размер ~10 мкм) – элементы а.з. (~1 см) – первый контур (~1 м) – помещения под ГО (~10 м).

Характерное время процессов при ТА также различается в очень широких пределах. Например, процессы фрагментации и теплообмена расплава с водой, процессы горения протекают за время порядка миллисекунд, тогда как процессы переноса тепла значительно более инерционны (минуты-часы), а характерное время стадии абляции бетона расплавом составляет сутки.

Полное моделирование ТА предполагает описание всех стадий развития аварии, начиная с нормальной эксплуатации и до формирования выброса радиоактивных веществ и стабилизации состояния топлива (до нескольких недель). Таким образом, чтобы правильно воспроизвести состояние энергоблока до начала деградации а.з., ТА коды должны охватывать начальную стадию аварии. Это предполагает дополнительные требования к теплогидравлическим моделям [178], которые должны обеспечивать уровень точности, близкий к системным кодам (RELAP, TRACE, ATHLET, КОРСАР и др.). Чтобы обеспечить моделирование аварий ATWS и некоторых других сценариев, приводящих к положительным нейтронно-физическим обратным связям до разрушения а.з., коды должны включать нейтронно-кинетическую модель, сопряженную с теплогидравлическими моделями.

Модели отдельных физических процессов либо основаны на уравнениях в частных производных, либо описывают физическую природу процесса при помощи балансных уравнений и корреляций, полученных на основе аналитических и экспериментальных исследований. Физические модели внедряются в единый интегральный код на основе четко определенных стандартных программных интерфейсов, учитывающих особенности взаимного влияния моделируемых процессов.

Разработка моделей и программ анализа ТА предполагает количественную оценку основных погрешностей и неопределенностей моделирования и обоснование областей применимости модели для анализа безопасности АЭС. Погрешности и неопределенности моделей тщательно оцениваются путем валидации на основе разномасштабных прототипных экспериментальных данных. На этом этапе также оцениваются имеющиеся феноменологические знания, что позволяет точнее сформулировать задачи [179], экспериментальных [180]. Использование интегральных исследований экспериментов валидации имеет особое значение, поскольку позволяет лля самосогласованно проверять физические модели. Валидация осуществляется на тщательно подготовленном наборе представительных данных (матрицах валидации), включающих результаты экспериментов с отдельными явлениями и интегральных экспериментов, измерения при реальных авариях на АЭС, результаты расчетов по эталонным кодам и аналитические решения [175]. Матрицы валидации обычно тесно связаны с ранее разработанными феноменологическими таблицами PIRT.

Жизненный цикл разработки, валидации и сопровождения интегрального ТА кода реализуется в программном обеспечении управления версиями, позволяющем отслеживать и сохранять любые изменения в исходном коде, его описаниях, результатах валидации и использования. Эта практика определяется требованиями обеспечения качества [181], [182].

Важной особенностью кода является его отчуждаемость от разработчика. Лучшие практики технической поддержки ведущих ТА кодов показывают, что разработка осуществляется эффективнее, если код используется разными организациями. Поэтому для зарубежных кодов сформировалась практика предоставления их версий конечным пользователям из отраслевых организаций, исследовательских центров, надзорных органов или университетов для использования в сфере их ответственности и научнопрактических интересов. Широкая обратная связь с конечными пользователями также позволяет снизить пользовательский эффект и расширить круг пользователей. Для кодов MELCOR, ASTEC созданы клубы пользователей, регулярно проводятся координационные семинары с обсуждением текущих результатов, проблем и планов развития.

В последние 10 лет в разных странах разрабатываются новые поколения кодов: MELCOR 3 [183] в США, АС<sup>2</sup> [184] в Германии, ЕВКЛИД/V1 [185] в России, ASYST-ISA [186] в Японии. Они используют более строгую и объектно-ориентированную архитектуру и современные языки программирования, позволяющие более эффективно использовать технологии распараллеливания расчётов, проще и надежнее интегрировать модули. Такие программы предоставляют возможности расчета реакторов с различными типами теплоносителей (вода, металлы, газы) и реализуют разномасштабные модели (1D, 2D, 3D). Они оснащены удобными пользовательскими интерфейсами для подготовки входных наборов, обработки и анализа результатов.

Работы в рамках оперативного реагирования на аварию на АЭС Фукусима-1 в 2011 году подчеркнули важность наличия в кризисных центрах быстродействующих кодов, способных обеспечивать качественно верные прогнозы намного быстрее, чем в реальном

времени. Поэтому современные ТА коды должны предоставлять пользователю возможность оперативного анализа для поддержки принятия решений во время реальных аварийных событий на АЭС.

Учитывая разнообразие средств моделирования, пользователь может выбрать наиболее подходящий код. Однако отсутствие в программе необходимых моделей или недостатки имеющихся моделей могут потребовать проведение дополнительных работ по разработке и внедрению моделей в программу. В случае ВВЭР на практике это сопряжено с большими сложностями, поскольку большинство программ для анализа TA разработано за рубежом. Разработка собственной модели и её программная реализация в виде расчётного модуля с последующим сопряжением с интегральной программой через интерфейс также затруднительна из-за закрытости программного кода интегральных программ и необходимости решения лицензионных вопросов. Кроме того, как показывает практика, необходим постоянный контакт с разработчиками кода в рамках технической поддержки. Из-за внешней санкционной политики такое взаимодействие также невозможно. Таким образом, использование отечественных программ предпочтительно, и в настоящее время безальтернативно.

#### 3.2 Требования к моделям наилучшей оценки

Согласно п. 1.2.16 НП-001-15, в ООБ АС должен быть представлен реалистический (неконсервативный) анализ представительных запроектных аварий, содержащий оценки их последствий. Это требование связано с тем, что при анализе ТА из-за сложности и многообразия взаимовлияющих процессов часто сложно выделить консервативный случай. Консервативность по одному параметру безопасности может сопровождаться обратным результатом по другому параметру. Другим важным обстоятельством является нелинейная зависимость процессов от определяющих параметров, что при использовании консервативных допущений может приводить к результатам, непригодным для практического использования. Кроме того, применение консервативного подхода в расчётах ТА создаёт риск неправильной оценки ожидаемого состояния энергоблока и ошибочных указаний оперативному персоналу. Поэтому для моделирования ТА необходимы так называемые модели наилучшей оценки.

Впервые термин «модель (метод) наилучшей оценки» (best-estimate) был использован в руководстве RG 1.157, выпущенном U.S. NRC в 1988 г. применительно к тепрогидравлическим расчётным моделям и кодам. Согласно RG 1.157, расчётный код наилучшей оценки должен описывать поведение основных параметров, характеризующих каждое отдельное явление, с такой степенью реалистичности, которая соответствует современному уровню теоретических и экспериментальных знаний. Подчеркнём, что превосходная степень оценки («наилучшая») используется здесь именно в контексте текущего максимального соответствия современному уровню знаний и не исключает дальнейшее улучшение оценки по мере развития знаний. Кроме того, как будет показано ниже в разделе 6, оценка считается наилучшей с точки зрения максимально реалистичного описания всех альтернативных результатов с учётом различных присущих расчёту неопределённостей.

Несмотря на то, что рукодвоство RG 1.157 относилось к конкретной задаче обоснования эффективности системы САОЗ при проектных авариях с потерей теплоносителя на РУ PWR, его определения можно распространить и на область TA.

В RG 1.157 специально подчеркивается, что необходимость той или иной функциональной возможности, которой должен обладать код наилучшей оценки, во многом зависит от вида анализируемого переходного процесса и требуемой точности расчета. Выделяются три общие характеристики кодов наилучшей оценки: полнота моделирования, валидация экспериментальными данными и анализ неопределённости результатов.

Моделирование явлений, имеющих первостепенную важность для решаемой задачи, должно быть достаточно полным и подробным с точки зрения охвата и точности

описания определяющих процессов и явлений. Оценка полноты моделей выполняется с использованием феноменологического анализа (см. раздел 2).

Неучёт какого-либо явления должен рассматриваться в рамках оценки неопределенности модели и учитываться при определении общей неопределенности расчёта. Упрощения допускаются, только если они не приводят к расширению неопределенности результата настолько, что становится невозможно уверенно судить о реальном поведении установки или о влиянии выбранных начальных и граничных условий.

В то же время RG 1.157 допускает использование в кодах наилучшей оценки упрощенных или консервативных моделей. Это оправдано в следующих случаях:

– слабое влияние на точность результатов, что делает излишней разработку более точной модели (низкая важность процесса или явления, см. раздел 2);

 – сложность оценки неопределенности отдельной модели, так что возможна только верхняя оценка (недостаточное знание о процессе или явлении, см. раздел 2);

– избыточность полноценного моделирования с использованием всех моделей наилучшей оценки для конкретной задачи.

Применительно к ТА следует также добавить критерий возможности выделения консервативного допущения в принципе и практическую разумность верхней оценки. Проверка этих критериве требует выполнения анализа чувствительности.

Каждая модель, используемая в коде наилучшей оценки, должна быть валидирована путем сравнения с представительными экспериментальными данными. В ходе валидации оценивается способность кода реалистично воспроизводить поведение основных параметров, описывающих данное явление. То есть, в RG 1.157 предлагается определять степень реалистичности описания ключевых параметров именно при помощи валидации кода (модели) на экспериментальных данных. При валидации подчёркивается важность учёта погрешности самих экспериментальных данных. Атрибутом модели наилучшей оценки является результат моделирования эксперимента, в котором воспроизводится среднее значение целевого параметра из области неопределённости измерений, в отличие от оценки верхней или нижней границ этой области (огибающей поле результатов сверху или снизу) в консервативных моделях.

Процедура разработки модели наилучшей оценки и требования для количественной оценки неопределенностей применительно к проектным авариям были впервые определены в методике CSAU (Code Scaling, Applicability, and Uncertainty). Позднее методика CSAU была подтверждена нормативными документами U.S. NRC Standard Review Plan (SRP NUREG-0800) и руководством RG 1.203. В частности, RG 1.203 описывает процесс разработки и валидации расчётной модели энергоблока (EMDAP), который, по существу, следует принципам CSAU.

Поскольку в RG 1.157 отмечена важность обоснования, что результаты применения моделей не меняются при переходе с уменьшенного масштаба экспериментальной установки на полный масштаб РУ, основное место в методологии CSAU занимает вопрос масштабирования.

Необходимость тщательного исследования задачи масштабируемости явлений, применимости и неопределенностей моделей кода определяется в CSAU следующими факторами:

 Все интегральные эксперименты и большая часть экспериментов по изучению отдельных явлений проведены на установках с уменьшенными масштабами, а масштабный фактор может вносить искажения в процессы и/или параметры. Соответственно, для обоснования переносимости результатов экспериментов на реальный объект необходимо оценить влияние этих искажений на результирующий параметр, важный для безопасности в конкретном сценарии или наборе сценариев аварии на полномасштабной РУ;

- 2. Коды наилучшей оценки неизбежно содержат параметрические модели, основанные на эмпирических корреляциях и параметрах. Эмпирические зависимости часто настраиваются для более точного соответствия некоторому набору экспериментальных данных (зачастую полученному на маломасштабных установках). Следовательно, важно зафиксировать настроенные значения параметров и оценить их применимость в расчётах процессов на реальных АЭС.
- 3. Коды наилучшей оценки могут демонстрировать чувствительность к нодализации, и некоторые эмпирические корреляции или модели могут потребовать упрощения или корректировки для улучшения численной устойчивости кода. Необходимо оценить влияние чувствительности к нодализации и к таким корректировкам при переходе от расчётов экспериментов к расчётам реакторных аварий.

Основой оценки эффекта масштабирования является валидация. Утверждается, что эффект масштабирования может быть оценен по результатам валидации путем сравнения с данными полномасштабных экспериментов по изучению отдельных явлений и с данными интегральных тестов, проведенных на разномасштабных установках.

Очевидно, однако, что полномасштабные эксперименты для ТА невозможны даже в рамках изучения отдельных явлений, поэтому для ТА процессов этот способ неприменим. Остаётся вариант использования для валидации достаточного количества интегральных экспериментов, проведенных на различных установках разного масштаба. Однако в отличие от проектных аварий для ТА оказывается сложно или даже невозможно в принципе подобрать несколько экспериментов разного масштаба.

Поэтому в обоснование масштабируемости результатов валидации применительно к ТА можно рекомендовать использование максимально полных (в соответствии с текущим уровнем знаний) матриц валидации на интегральных экспериментах, а также учёт данных о реально имевших место тяжёлых авариях на АЭС (ТМІ-2, Пакш, Фукусима-1). В частности, удачной практикой, апробированной в области теплогидравлических процессов, является проведение экспериментов-двойников (counterpart tests). Результаты таких экспериментов-двойников позволяют продемонстрировать, что протекание процессов на другой установке.

# **3.3** Анализ соответствия кода СОКРАТ требованиям к реалистическому расчётному анализу ТА

В соответствии с общими тенденциями, представленными в параграфе 3.1, в России разработан национальный интегральный код СОКРАТ для оценки безопасности АЭС в условиях ТА на АЭС с ВВЭР. Разработка СОКРАТ началась в конце 1990-х годов, когда три автономных программы для ЭВМ РАТЕГ (теплогидравлика), СВЕЧА (деградация а.з.) [187], [188] и HEFEST (теплоперенос в ванне расплава в нижней части корпуса реактора) были интегрированы в один комплекс для обеспечения независимого анализа безопасности новых поколений АЭС с реакторами ВВЭР [189]. Работа была выполнена группой специалистов ИБРАЭ РАН, СПбАЭП, РФЯЦ «Всероссийский научноисследовательский институт экспериментальной физики» (ВНИИЭФ) И НИЦ «Курчатовский институт».

В дальнейшем область применения этого комплекса, получившего название СОКРАТ (Система Отраслевых Кодов для Расчётного Анализа Тяжелых аварий), распространилась на все проекты АЭС с ВВЭР, которые находились в эксплуатации или строились в России и за рубежом [190].

В 2010 году базовая версия В1 кода СОКРАТ была аттестована Ростехназором для численного анализа внутрикорпусной стадии ТА на АЭС с ВВЭР. Для обеспечения самосогласованного моделирования внутри- и внекорпусных теплогидравлических процессов СОКРАТ был сопряжен с автономными контейнментными кодами КУПОЛ-М (разработан ГНЦ РФ ФЭИ и филиалом АО «Атомэнергопроект» в г. Санкт-Петербург) и

АНГАР (АО «Атомэнергопроект», г. Москва). С 2011 года усилия по развитию СОКРАТ были сосредоточены на разработке и валидации усовершенствованной версии ВЗ [191], которая дополнительно позволяет оценивать радиационные последствия ТА, процессы в УЛР и процессы взаимодействия расплава с бетоном. В 2019 году эта версия была аттестована НТЦ ЯРБ Ростехнадзора. В 2021 г. была аттестована версия СОКРАТ-В1/В2, являющаяся развитием версии СОКРАТ/В1. Версия В1/В2 была дополнительно валидирована в области теплогидравлических процессов на начальной стадии ТА, что позволило снять ряд ограничений, наложенных в 2010 г. на версию В1. Также в версию В1/В2 была включена встроенная модель контейнментной теплогидравлики (в дополнение к сохранённым интерфейсам для подключения кодов КУПОЛ-М и АНГАР), модель точечной нейтронной кинетики, модель нуклидной кинетики.

В настоящее время версия СОКРАТ/ВЗ включает в себя все модели СОКРАТ-В1/В2. Базовые объекты АЭС, моделируемые СОКРАТ/ВЗ, представлены на рисунке 3.1 и включают:

- твэлы;
- активную зону, внутрикорпусные устройства и корпус реактора;
- первый контур РУ, включая системы безопасности;
- парогенератор и главный паропровод;
- защитную оболочку;
- бетонный пол или УЛР (в зависимости от проекта ВВЭР);
- бассейн выдержки.



Рисунок 3.1 – Явления, моделируемые в СОКРАТ/ВЗ

Схема на рисунке 3.2 демонстрирует структуру СОКРАТ/ВЗ и потоки данных между модулями. Сопряженные модули RATEG\_HYDRO и RATEG\_HEAT отвечают за моделирование теплогидравлики легководного теплоносителя и за теплопроводность в твердых конструкциях соответственно. Модуль ТОЧКА используется для расчета нейтронной мощности и ОТВ в топливе в а.з. в точечном приближении, а также для расчета обратных связей по реактивности с теплогидравлическими параметрами. ТОЧКА используется только тогда, когда значением мощности нейтронов нельзя пренебречь относительно теплоты распада (например, в авариях ATWS или в сценариях с

положительной обратной связью по реактивности). Модуль БОНУС рассчитывает массы изотопов (продуктов деления и актиноидов), накопленных в топливе в течение топливной кампании и после остановки реактора, а также мощность ОТВ. Массы изотопов передаются из БОНУС в модуль RELEASE, основанный на физической модели MFPR и моделирующий образование химических соединений внутри и на поверхности топливных таблеток, а также выход ПД из топлива в газовый зазор твэла. Модуль РАХИМ моделирует радиоактивные превращения ПД при их переносе в контурах РУ и под ГО, а также рассчитывает изотопный состав и активности исходя из масс актиноидов и ПД.

Модуль СВЕЧА моделирует окисление и разрушение элементов а.з. и ВКУ, в том числе деформацию и разрыв оболочек твэлов, растворение топливной таблетки жидким цирконием, плавление и эвтектические взаимодействия, разрушение оксидных плёнок, стекание, окисление и затвердевание расплава. Также в модель СВЕЧА входят модели теплоового излучения и конвективного теплообмена.

При разрыве оболочки твэла модуль ГАПРЕЛ моделирует выброс ПД из твэла в контур теплоносителя. Помимо твэлов, ещё одним источником радиоактивных веществ является бассейн расплавленного кориума. Испарение ПД, актиноидов и конструкционных материалов из ванны расплава моделируется в модуле MFPR\_MELT. В модуле VAPEX-М моделируется взаимодействие топлива с теплоносителем при перемещении расплава в HKP. Модуль HEFEST моделирует эволюцию кориума в HKP и на днище корпуса реактора, а также разрушение стенок корпуса реактора с последующим выходом расплавленного кориума в бетонную шахту.

Массы ПД, вышедшие в первый контур согласно результатам расчётов в модуле RELEASE, передаются в пакет модулей, который рассчитывает поведение ПД и актиноидов в первом и втором контуре РУ и под ГО. Внутри этого пакета модуль PROFIT моделирует перенос, осаждение и повторный унос масс ПД и актиноидов в первом контуре РУ в соответствии с теплогидравлическими условиями, рассчитанными модулями RATEG. Поведение ПД и актиноидов под ГО моделируется в модулях CONT-FP или КИН с учетом теплогидравлических условий, рассчитываемых в теплогидравлическом модуле CONT-TH, предназначенном для моделирования теплогидравлических процессов под ГО. Для этих же целей могут использоваться контейнментые коды АНГАР или КУПОЛ-М, которые подключаются к COKPAT через специальные интерфейсы.



Рисунок 3.2 - Структура СОКРАТ/ВЗ

Обе версии СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3 валидированы на обширном наборе экспериментов, аналитических задач и станционных данных. Матрицы валидации представлены ниже, в главе 4, и включают как эксперименты по исследованию отдельных явлений, так и интегральные эксперименты. В процессе валидации результаты моделирования сравнивались с наилучшей оценкой измерений (средним), в соответствии с методикой, описанной в [311]. Примеры валидации представлены в статьях [37], [191], [228], [229], [274], [275], [276].

Код СОКРАТ разработан и апробирован, прежде всего, для реакторов ВВЭР. Для применения СОКРАТ при оценке безопасности других типов легководных реакторов необходима специальная работа по адаптации физических моделей с учетом особенностей конструкции конкретной РУ. Так, например, модели СОКРАТ были адаптированы к реактору КЛТ40С, установленному на первой плавучей АЭС. На примере ТА с полным обесточиванием энергоблока выполнялся анализ применимости СОКРАТ к ТА на РБМК-1000 [192]. Код СОКРАТ успешно использовался для моделирования ТА на реакторах РWR АЭС ТМІ-2 [193] и BWR АЭС Фукусима-1 [194], а также для моделирования инцидента в г. Электросталь с расплавлением источника ионизирующего излучения [195], [196].

За последние 10 лет СОКРАТ стал основным кодом для анализа ТА на энергоблоках с РУ ВВЭР в России. В настоящее время он используется российскими научно-исследовательскими и проектно-конструкторскими институтами для решения различных задач, включая оценку безопасности в рамках лицензирования энергоблоков, детерминистическую поддержку ВАБ-2, верификацию РУТА, планирование экспериментов, поддержку процесса проектирования систем безопасности [197], [198], поддержку действий при аварийном реагировании, обучение студентов. Версия СОКРАТ/ВЗ сопряжена с кодами НОСТРАДАМУС, который используется для моделирования атмосферного переноса, расчетов радиоактивных выпадений и мощности дозы [199], [419].

#### 3.3.1 Использование механистических моделей

Как было отмечено в главе 1, современные интегральные ТА коды могут быть ориентированы на использование только параметрических моделей (MELCOR, MAAP), а могут содержать и механистические, и параметрические модели физических процессов (СОКРАТ, ASTEC, AC<sup>2</sup>). В силу большей универсальности и ввиду расширяющихся вычислительных возможностей ориентация на механистические модели представляется более перспективной для повышения общего качества прогнозных оценок при ТА. Термин «механистический» используется в значении «детальный» в соответствии с классификацией МАГАТЭ [175].

Разработка кода СОКРАТ изначально была ориентирована на механистическое моделирование процессов, имеющих высокую степень важности для безопасности, в соответствии с современными знаниями о феноменологии ТА. Для этой цели были адаптированы и реализованы в виде единого кода автономные научные модели и программы, такие как СВЕЧА, МFPR, БОНУС, VAPEX. С другой стороны, в случае обоснования малой важности процесса или при недостаточности знаний соответствующие процессы и явления моделировались в СОКРАТ в рамках инженерного подхода, без использования механистических моделей. Такой сбалансированный подход позволил обеспечить в точность детальных механистических моделей для наиболее важных процессов, сохраняя при этом быстродействие интегрального кода.

В центре внимания дальнейшего обсуждения находятся модели СОКРАТ, рассматриваемые как механистические.

#### 3.3.1.1 Окисление сплавов на основе циркония

Ярким примером использования механистического подхода является модель PROF/LIQF [2], [188], используемая для описания процесса высокотемпературного окисления циркониевых оболочек. Эта модель рассматривает два различных состояния Zr: твердое (диапазон температур 1250...2250 К) и жидкое (выше 2250 К – температура плавления α-Zr). Основное предположение об окислении твердого Zr состоит в том, что кинетика окисления определяется диффузией кислорода через внешний слой ZrO<sub>2</sub>. Модель учитывает окисление Zr как паром, так и в ходе взаимодействия с топливом UO<sub>2</sub>. Модель основана на решении уравнения Фика для кислорода и уравнения неразрывности несжимаемой циркониевой оболочки в цилиндрической геометрии.

Общий поток кислорода представлен как диффузионным потоком, так и потоком, генерируемым движением слоя (которое происходит за счет объемного расширения материала при фазовом превращении). Уравнения замыкаются условиями сопряжения концентрации кислорода, Zr и плотности U на границе двух последовательных материальных слоев. Коэффициенты диффузии в различных материалах, необходимые для этой модели, были рассчитаны на основе экспериментов по измерению роста слоев  $ZrO_2$  и  $\alpha$ -Zr(O), по равновесным концентрациям кислорода на границах фаз и по данным по диффузии кислорода в  $\beta$ -Zr.

Такой подход позволяет воспроизвести систему материальных слоёв, образующихся при окислении оболочки:  $\beta$ -Zr –  $\alpha$ -Zr(O) – ZrO<sub>2</sub> со стороны теплоносителя и UO2 – ( $\alpha$ -Zr(O)+(U,Zr)) – (U,Zr) –  $\alpha$ -Zr(O) –  $\beta$ -Zr со стороны топлива.

Модель использует профиль температуры в оболочке и массу пара в а.з. в качестве граничных параметров, предоставляемых другими моделями СОКРАТ. Это позволяет прогнозировать формирование и эволюцию сложных структур слоев внутри оболочки в зависимости от условий окисления.

Важным преимуществом диффузионной модели является то, что она сопряжена с термомеханической моделью, которая рассчитывает деформации и напряжения в оболочке. Эти данные используются для расчета начала растрескивания защитного слоя ZrO<sub>2</sub> и глубины трещин. Образование трещин открывает прямой путь для молекул пара к подложке из β-Zr, что интенсифицирует процесс окисления.

В случае, если температура оболочки превышает температуру плавления альфафазы Zr, при взаимодействии Zr с UO<sub>2</sub> образуется низкотемпературная эвтектика U-Zr-O, которая может растворять часть топлива. Сам расплав удерживается внутри твэла тонким слоем ZrO<sub>2</sub>. Только после локального разрушения этого слоя расплав выходит на поверхность оболочки и стекает в виде капель или ручейков. В COKPAT момент разрушения слоя ZrO<sub>2</sub> определяется с учётом возникающих в нём напряжений.

Для сравнения, в кодах MAAP и MELCOR для оценки момента разрушения слоя ZrO<sub>2</sub> на поверхности оболочки твэла и начала вытекания расплава U-Zr-O из твэла используется параметрическая модель типа «время до разрушения» [200]. Она основана на таблице, определяющей зависимость времени TtF, требуемого для разрушения слоя ZrO<sub>2</sub> при постоянной температуре Т. Поскольку температура в ходе ТА существенно меняется, нестационарность процесса учитывается при помощи т.н. «дискретных повреждений» ZrO<sub>2</sub>. Дискретные повреждения представляют собой отношение шага по времени dt к значению времени TtF из таблицы (с учётом текущей температуры T, квазипостоянной на временном шаге dt). Повреждения на шаге суммируются по мере развития аварии, пока накопленное повреждение не превысит 1. В этот момент постулируется разрушение слоя ZrO<sub>2</sub>. Очевидно, основу модели составляет таблица с реперными значениями времени и температуры разрушения ZrO<sub>2</sub>. Нижняя температура 2090 К была определена по температуре плавления β-Zr (соответствующее ей время – бесконечность). Верхние пары значений (2500 К, 1 ч) и (2600 К, 5 мин) основаны на результатах экспериментов Phebus. Обоснование промежуточной пары (2100 К, 10 ч) в описании модели не приводится. Также в модели допускается накопление повреждений, только когда доля неокисленного

Zr уменьшается до 10% от проектной толщины оболочки. Интересно, что в отношении базовой таблицы используется термин «таблица наилучшей оценки».

Для моделирования окисления расплава в СОКРАТ используется специальная версия модели окисления LIQF. Она также основана на уравнениях разрывности для кислорода и Zr, но в этом случае скорость окисления определяется конвекцией внутри тепловыделяющего расплава.

Моделирование диффузионных процессов в системе «топливо-оболочка-пар», самосогласованным взаимодействия дополненное описанием химического топливо-оболочка и деформации оболочки, имеет преимущество перед корреляционными моделями. Это преимущество состоит в комплексном учёте более широкого набора условий, возникающих в а.з. при ТА. Модели, основанные на корреляции, имеют внутренние которые определяются ограниченным недостатки, диапазоном экспериментальных условий, в которых они были разработаны, и поэтому могут давать неверные результаты при экстраполяции на более широкие условия. В частности, они могут давать неправильные прогнозы кинетики окисления в случае быстрого повышения разработаны температуры, поскольку на данных экспериментов, В которых поддерживались стационарные температурные условия.

Еще одним недостатком параметрических моделей окисления является то, что корреляции не могут описать растворение внешнего или внутреннего слоя  $ZrO_2$  в частично окисленной оболочке в условиях парового голодания. Этот процесс может быть важен в сценариях аварий, когда насыщенная паром атмосфера в а.з. меняется на атмосферу с недостатком пара, а в а.з. длительно сохраняется высокая температура, которая обеспечивает диффузию кислорода из защитного слоя  $ZrO_2$  на поверхности оболочек твэлов во внутренние слои оболочек, содержащие Zr. Это может привести к превращению внешнего защитного слоя  $ZrO_2$  в  $\alpha$ -Zr(O). В случае восстановления потока пара через а.з. (из-за подачи в реактор воды, дренирования ГЕ САОЗ или КД, очищения гидрозатворов в холодной нитке ГЦТ, падения горячего материала в воду в НКР), происходит очень быстрое доокисление а.з. Механистические модели наилучшей оценки, подобные модели, реализованной в СОКРАТ, описывают это явление естественным образом, тогда как для его учёта в корреляционных моделях необходима их специальная корректировка.

Также механистическое моделирование окисления оболочки твэла позволяет учесть естественным образом сложный материальных состав оболочек аварийноустойчивого топлива – например, хромированных циркониевых оболочек.

#### 3.3.1.2 Термомеханика оболочки твэла

Как упоминалось выше, деформация и разрыв оболочки твэла моделируются в СОКРАТ совместно с моделью окисления. Это означает, что нагружение оболочки рассчитывается с учетом образования множественных материальных слоёв вследствие фазового перехода, окисления и взаимодействия с топливными таблетками. Таким образом учитываются различные эффекты, влияющие на термомеханическое поведение оболочки.

#### 3.3.1.3 Стекание расплава

Ещё одним примером механистического моделирования процессов деградации а.з. в СОКРАТ является модель стекания расплава [201]. Стекание расплава по поверхностям цилиндрических твердых элементов или внутри зазоров моделируется с помощью системы дифференциальных уравнений баланса количества движения, массы и тепла.

В этой модели расплав начинает стекать в виде капель при превышении первого критического объема, что соответствует состоянию, когда силы гравитации начинают доминировать над капиллярными силами. Когда объем капли превышает второе критическое значение, кинетическая энергия капли становится настолько велика, что капиллярных сил уже недостаточно для сохранения формы, и капля превращается в ручей. Некоторые параметры модели уточняются и фиксируются на основе данных прототипных
экспериментов – например, используются данные серии экспериментов CORA [45]. Важным преимуществом этой модели является то, что в СОКРАТ она сопряжена с моделями окисления и эвтектического взаимодействия материалов, что позволяет постоянно учитывать взаимное влияние различных процессов.

### 3.3.1.4 Выгорание топлива

Большим преимуществом интегрального кода для анализа ТА является наличие в нём модуля, предназначенного для расчета накопления актиноидов и ПД в топливе и соответствующей мощности ОТВ в а.з. реактора или в БВ отработанного топлива, как на этапе работы реактора на номинальной мощности, так и после его останова. Это позволяет выполнять независимые согласованные оценки изменения нуклидного состава и ОТВ в топливе как до начала, так и в процессе ТА, без использования автономных прецизионных нейтронно-физических кодов. В коде СОКРАТ/ВЗ оценка нуклидного состава выполняется при помощи модели БОНУС в составе одноименного модуля.

Стандартной практикой зарубежных интегральных ТА кодов является использование данных о нуклидном составе топлива и табличных значений мощности ОТВ в качестве начальных данных. Обычно они являются результатом автономных расчётов по специализированным программам. Модель БОНУС [202], [203], [204] представляет собой хотя и упрощённую, но механистическую модель нуклидной кинетики.

В интегральном расчете ТА модель БОНУС вызывается не только в начале, но регулярно в течение всей расчетной сессии для отслеживания изменения остаточного тепловыделения и концентрации актиноидов и продуктов деления (ПД) с учетом их радиоактивного распада. Важным преимуществом модели является высокое быстродействие. Характерная доля процессорного времени, занимаемого моделью БОНУС при расчете интегральной ТА, составляет около 0,2%. Быстродействие достигается введением ряда упрощающих допущений, описанных в работах [203], [204]. Обратной стороной быстродействия модели БОНУС является повышенная погрешность прогнозной оценки по сравнению с автономными кодами класса ORIGEN2. Эта погрешность может быть неприемлемой для ряда специальных задач (например, для оценки рисков повторной критичности ядерного топлива, для обоснования безопасной транспортировки отработавшего топлива), но для задач моделирования ТА она допустима, поскольку соответствует погрешности моделирования других процессов, определяющих выход из топлива и перенос радиоактивных веществ и материалов в окружающую среду.

Нуклидный состав ядерного топлива в а.з. формируется в ходе топливной кампании, предшествующей аварии, и зависит от особенностей топливной загрузки. Поэтому модель БОНУС использует в качестве входных данных не обобщенные характеристики работы реактора PWR на мощности, но конкретные данные о циклах топливной кампании, предшествовавших аварии (длительность циклов, картограммы распределения мощности по а.з., схемы перестановок ТВС на каждом цикле, обогащение топлива и т.д.).

## 3.3.1.5 Выход продуктов деления из топлива

Ещё один пример реализации механистических моделей в СОКРАТ – моделирование выхода ПД и актиноидов из топлива. В процессе нагрева и плавления а.з. продукты деления выделяются из топлива и далее транспортируются по первому контуру под ГО или в окружающую среду (при байпассировании ГО). Кинетика и интегральное выделение ПД и актиноидов из топлива зависят от свойств конкретных частиц (парциальные давления паров, термодинамические потенциалы и т.д.) и от окислительного потенциала атмосферы вокруг топлива. Как и в случае описанных выше моделей окисления, в ТА кодах рассматриваются два варианта моделирования этого процесса: использование корреляций, настроенных на экспериментальные данные (например, корреляции семейства CORSOR в коде MELCOR), или использование сложных механистических моделей, претендующих на более детальное описание

процесса. Корреляции могут быть очень полезны в пределах своей применимости, поскольку они надежны, просты и позволяют быстро и легко анализировать результаты. С другой стороны, механистические модели предоставляют пользователю более широкие возможности, поскольку охватывают более разнообразные условия, в том числе в области параметров, выходящей за пределы применимости корреляций. Разнообразие влияющих параметров и возможных условий при разогреве топлива делает разработку точных и достаточно универсальных корреляций выделения ПД и актиноидов достаточно сложной задачей.

Учитывая, что топливные таблетки размещаются внутри оболочки твэла, важно правильно рассчитать состав газового зазора после разрыва или разрушения оболочки. В связи с этим в коде СОКРАТ/ВЗ модуль, описывающий выделение ПД из топливных таблеток, сопряжён с модулем расчета конвективных потоков газов в системе «газосборник твэла – газовый зазор твэла – контур теплоносителя». В свою очередь, состав атмосферы в межтвэльном пространстве рассчитывается с учетом процессов окисления.

Модуль выхода ПД из твердого топлива в СОКРАТ основан на механистических моделях кода MFPR [205], разработанного в рамках сотрудничества ИБРАЭ и IRSN в 1990-х годах. Модуль рассчитывает внутри- и межзеренный транспорт и выход ПД из топливных таблеток, состоящих из ансамбля одинаковых зерен. Эти процессы сопровождаются химическим взаимодействием ПД с растворенным кислородом, образованием вторичных твердых фаз и газообразных веществ, конденсацией ПД на поверхности топлива в газовом зазоре и окислением топлива в газовых смесях различного состава.

Каждое зерно фактически представляется как идеальный шар, однако имеющий определенное количество граней и ребер. Атомы ПД, образующиеся при делении U и Pu, занимают вакансии в решетке UO<sub>2</sub>. Атомы благородных газов могут образовывать пузыри. Миграция ПД в топливных зернах определяется диффузией по вакансиям. Поэтому для концентраций атомов и пузырьков благородных газов (Xe, Kr) и атомов ПД решается система уравнений диффузии внутри зерна.

Уравнения диффузии решаются на сетке, представляющей собой несколько концентрических шаровых слоев одинакового объема. Концентрация ПД и пузырьков по каждому слою предполагается однородной.

При диффузии благородных газов учитывается баланс источников и стоков, связанных с делением ядер U, слиянием пузырьков, радиационным перерастворением газа из пузырьков, диффузионным или дрейфовым захватом атомов газа пузырьками и т.д. Накопление ПД и актиноидов рассчитывается в отдельном модуле БОНУС.

Модель учитывает взаимодействие химически активного ПД с растворенным кислородом, которое приводит к образованию отдельных конденсированных фаз (преципитатов) на границах зерен, а также паров ПД в межзеренных пузырьках. Эти процессы существенно влияют на скорость выделения всех ПД, включая благородные газы.

Модель учитывает следующие химические состояния и фазы ПД на границе зерна:

– фаза твердого раствора ПД и растворённого кислорода в UO2;

– металлическая фаза, моделирующая «белую» фазу и состоящая из молибдена и рутения;

– твердая фаза, моделирующая «серую» фазу и включающая уранаты, молибдаты и цирконаты бария, стронция и цезия;

- твердая фаза CsI;

– газовая фаза (благородные газы и пары ПД и их соединений, например Te, Cs, CsI, Cs2MoO4, I, O2 и др.).

Образование твердых преципитатов на границе зерен рассматривается на основе квази-асимптотического приближения равновесия, формирующегося в системе «твердый

раствор – твердые преципитаты – газовая фаза» при определенной температуре Т и объеме газовой фазы.

Продукты деления и РБГ, испаряющиеся из зерен, образуют пузырьки на гранях зерен. Дальнейшая миграция ПД и РБГ в газовый зазор твэла моделируется в предположении образования перколяционных каналов на гранях зерна, когда совокупный объем пузырьков на гранях достигает некоторого порога насыщения. Пороговое значение соответствует слиянию пузырьков. В этом случае количество ПД, превышающее порог, переносится их пузырьков на гранях зерен в пузырьки на ребрах зерен. Характерное время этого переноса определено из экспериментов.

Далее растущие пузырьки на рёбрах зерен образуют туннели, которые считаются частично открытыми для потока газов и паров в открытую пористость (которую представляет собой газовый зазор твэла). Если радиус туннелей достигает определенного критического значения, считается, что рост пузырьков на рёбрах достиг насыщения, а сам туннель остается полностью открытым. Затем количество ПД, превышающее порог насыщения, за определенное характерное время переносится в газовый зазор.

#### 3.3.1.6 Состав атмосферы вокруг топливных таблеток в твэлах

Состав газового зазора очень важен для выделения ПД из топлива, поскольку в окислительной (паровой), восстановительной (водородной) или нейтральной (гелий) атмосфере стехиометрия UO<sub>2-х</sub>, а значит, и распределение кислорода между ПД в топливной матрице различны. Состав газового зазора при реальных авариях зависит от массообмена с потоком теплоносителя после разрыва оболочки твэла. В зависимости от температуры и давления разрыва, степени окисления оболочки, выгорания топлива площаль раскрытия бреши в оболочке в сценариях LOCA варьируется в очень большом диапазоне от 1 до  $\sim$ 300 мм<sup>2</sup> [206], [207], [208]. Но даже при больших отверстиях истечение газа не всегда происходит мгновенно и может занять некоторое время: ~1...200 с в зависимости от фрагментации топлива, высотной отметки разрыва, ширины газового зазора, перепада давления и т.д. [209], [210]. После выравнивания давления перемешивание атмосферы между газовым зазором и межтвэльным каналом является гораздо более длительным процессом, поскольку оно обусловлено диффузией пара и H<sub>2</sub> во встречном потоке термически расширяющихся Не и РБГ. Перенос может ускориться за счет конвекции, если в межтвэльном канале присутствуют турбулентные колебания потока теплоносителя, но исследования чувствительности [211] показали небольшое влияние конвекции. Пар, попадающий в газовый зазор, поглощается вследствие окисления внутренней поверхности оболочки и радиолиза на расстоянии всего в несколько сантиметров вокруг места разрыва оболочки. Как при окислении, так и при радиолизе образуется  $H_2$ , который также поглощается оболочкой в пределах нескольких сантиметров от разрыва. Расчеты [211] дают верхние оценки расстояний проникновения пара и H<sub>2</sub> в газовый зазор, равные 4 и 6 см соответственно, через 700 с после разрыва оболочки. Эти оценки были в основном подтверждены в эксперименте QUENCH-L0 [212], в котором окисление и гидрирование внутренней поверхности оболочки было ограничено расстоянием 1,5-2,0 см от средней плоскости разрыва. Эти результаты позволяют заключить, что в течение не менее 700 с после разрыва оболочки атмосфера внутри большей части зазора остается нейтральной независимо от атмосферы теплоносителя даже при больших раскрытиях бреши.

При 2200–2300 К оболочка начинает плавиться, растрескивание слоя  $ZrO_2$  увеличивает проницаемость оболочки, газовый зазор теряет свою экранирующую роль, и топливные таблетки подвергаются прямому воздействию среды из межтвэльного пространства. До интенсивного образования  $H_2$  за счет окисления (~1500 K) скорость нагрева твэлов составляет ~1–2 K/c. Начиная с 1500 К скорость температуры возрастает до ~10 K/c из-за дополнительного химического тепловыделения. Таким образом, время от разрыва оболочки до прямого контакта теплоносителя с топливом составляет 270–570 с.

Поэтому времени 700 с и более достаточно, чтобы твэлы разогрелись от разрыва при 1000–1100 К до начала плавления при 2200–2300 К.

Как было показано в [211],  $H_2$  обладает высокой проницаемостью в β-Zr и α-Zr и может диффундировать в газовый зазор через оболочку, если оболочка не защищена толстой и твердой оксидной плёнкой. Выделение ПД из топлива начинается с ~1700 К, т.е. за ~60 с до разрушения оболочки. Поэтому некоторое небольшое количество  $H_2$  может проникнуть за этот период времени в газовый зазор из теплоносителя, если оксидная плёнка имеет трещины или если в а.з. сохраняются условия парового голодания.

Это означает, что выход ПД в первый контур в период от эскалации окисления до разрушения оболочки твэла происходит либо в нейтральной, либо в слабовосстановительной атмосфере, в зависимости от состояния оксидной плёнки.

Аналитические результаты Оландера [211] были получены для твэлов с шириной зазора 100 мкм и топлива с выгоранием ~20 МВт/кг U. При большем выгорании масса РБГ, выделяющихся в газовом зазоре, больше, а ширина зазора меньше (вплоть до закрытия зазора). Следовательно, время падения давления в зазоре больше, а сопротивление проникновению пара или H<sub>2</sub> через отверстие выше. Поэтому приведенные выше выводы остаются справедливыми и для топлива с высоким выгоранием.

Из этих оценок можно сделать вывод, что до разрушения оболочки массообмен между газовым зазором и потоком теплоносителя можно моделировать упрощенно, без использования механистического моделирования диффузионного течения газа в газовом зазоре. Модель выхода ПД из топлива в СОКРАТ использует фиксированную по умолчанию карту состава атмосферы в газовом зазоре твэла в зависимости от состояния, толщины и материального состава оболочки (целая, разрушенная или отсутствует, наличие или отсутствие неокисленного Zr).

После начала разрушения оболочки состав газового зазора становится близким к составу теплоносителя, поэтому в модели выхода ПД из топлива в качестве граничных условий используется состав теплоносителя, начиная с 2400 К или после того, как термомеханическая модель указывает на разрушение оболочки. Основное преимущество моделирования этой стадии разрушения а.з. с помощью СОКРАТ заключается в том, что код учитывает разбавление пара водородом из-за окисления оболочки. Таким образом, на наиболее важной стадии разрушения а.з. решается связанная задача с активацией всех моделей, описывающих взаимодействие определяющих процессов.

В некоторых авариях без вмешательства оператора (полное обесточивание на ВВЭР-440 и -1000, неизолированная течь паропроводов с полным обесточиванием, полная потеря функции подпитки ПГ) оболочки теряют устойчивость и разрушаются под высоким давлением теплоносителя, в отличие от раздутия и взрыва в сценариях LOCA. В этом случае газовый зазор исчезает за счет плотного контакта оболочки с топливными таблетками. За счет пластической деформации оболочка затекает в зазоры между топливными таблетками [213]. Поскольку внешнее давление со стороны теплоносителя компенсируется механическим взаимодействием таблетки с оболочкой и давлением ПД, разрушение оболочки происходит позже, чем в случае раздутия в условиях LOCA. В серии экспериментов PCM на установке PBF быстрое разрушение оболочек (<50 с после попадания в кризис теплообмена) с перепадом между внешним давлением 15,2 МПа и внутренним давлением 2,54 МПа происходило в диапазоне температур 1860...2000 К [214]. При длительности пленочного кипения менее 200 с оболочки вообще не разрушались при температурах до 1550 К. Основной причиной разрушения было кислородное охрупчивание оболочки в результате интенсивного окисления как со стороны пара, так и со стороны UO2. Эксперименты РСМ также показали, что применительно к топливу PWR закрытие газового зазора предотвращает течение теплоносителя по твэлу после разрушения оболочки. Учитывая, что топливные таблетки ВВЭР имеют центральные отверстия, вполне вероятно, что после разрушения оболочки теплоноситель может проникнуть и распределиться внутри твэла через осевой канал,

образованный отверстиями таблеток. Поэтому в сценариях аварии на высоком давлении в первом контуре граничной атмосферой вокруг топливных таблеток считается инертный газ (He) вплоть до разрушения оболочки, и состав теплоносителя после разрушения. Момент разрушения оболочки при высоком внешнем давлении рассчитывается с помощью термомеханической модели, учитывающей окисление оболочки.

#### 3.3.1.7 Коагуляция продуктов деления в первом контуре и под ГО

К механистическим моделям транспорта и поведения ПД в первом контуре и под ГО в СОКРАТ/ВЗ относятся модели следующих явлений:

– нуклеация и коагуляция частиц (гравитационная, броуновская и турбулентная);

– рост гигроскопических аэрозолей за счет конденсации пара (под ГО);

– радиоактивный распад ПД и актиноидов.

Модели образования аэрозолей основаны на решении интегро-дифференциального уравнения коагуляции [215] (или системы уравнений для случая полидисперсной многокомпонентной коагуляции), описывающего эволюцию усредненной функции распределения частиц по размерам в аэрозоле (аэрозолях), равномерно перемешанном по объему, с учетом взаимопревращений частиц и наличия источников/стоков массы.

С другой стороны, учитывая интегральное приближение, реализованное в моделях теплогидравлики, для описания различных механизмов осаждения однокомпонентных полидисперсных и/или монодисперсных аэрозолей используются традиционные корреляции. В данном случае использование механистического подхода избыточно.

#### 3.3.1.8 Взаимодействие расплава с водой

Ещё один пример механистической модели в СОКРАТ – модель взаимодействия расплава с водой, реализованная в модуле VAPEX-M [216], [217], [218]. Она основана на использовании методов механики многофазных сред и описывает обмен массой, импульсом и энергией между следующими фазами: вода, пар, струя и капли расплава. При этом, поскольку моделирование динамики непрерывных фаз (пар и вода) осуществляется внутри теплогидравлической части СОКРАТ (модуль РАТЕГ), основным назначением модуля VAPEX-M является детальное описание процессов, происходящих при вхождении струй либо капель расплавленного материала в воду, а именно, поступление расплава, дробление струи на капли, осаждение отдельных капель, формирование слоя дебриса. Динамика расплава описывается на основе лагранжева подхода: расплав представляется в виде совокупности дискретных макрочастиц, для каждой из которых решаются уравнения движения с учетом сил трения и уравнения теплообмена с окружающими непрерывными фазами (вода, пар).

Математическая модель модуля DEBRIS [219], описывающего теплообмен в слое осевших фрагментов расплава, также основывается на методах механики многофазных сред. В модели рассматриваются следующие фазы: вода, газовая фаза (пар + неконденсирующийся газ), расплав в виде струи, капель и структуры на дне сосуда. Для анализа движения непрерывных фаз - воды и газовой фазы - применяется эйлеров подход. Взаимодействие с другими фазами описывается соответствующими обменными членами. Для каждой фазы решаются уравнения сохранения массы, количества движения и энергии.

### 3.3.2 Примеры учёта феноменологических уроков ТА на АЭС

Понимание того, как развивается TA, во многом основано на феноменологических знаниях, полученных из реальных аварий, произошедших на АЭС. Например, многие важные данные о деградации а.з. и перемещении материалов были получены в результате послеаварийного обследования реактора на АЭС ТМІ-2. Некоторые модели для кода СОКРАТ были разработаны в соответствии с такими феноменологическими данными.

### 3.3.2.1 ТМІ-2: боковое вытекание расплава в НКР

28 марта 1979 года на 2-м энергоблоке АЭС «Трёхмильный остров» (ТМІ-2), расположенной в штате Пенсильвания, США, произошла авария с потерей теплоносителя.

Эта авария начала историю тяжёлых аварий на энергетических реакторах. В результате потери значительного количества теплоносителя и длительного нарушения охлаждения была серьёзно повреждена а.з. реактора типа PWR мощностью 906 MBt (эл.), с частичным расплавлением и перемещением топлива.

Конфигурация разрушенной а.з. ТМІ-2 была определена в ходе послеаварийного обследования с помощью видеосъемки и отбора механических проб в конце 1980-х годов [220], [221] (рисунок 3.3). Благодаря этой аварии были определены два важных феноменологических результата:

– преимущественное разрушение более теплонапряженной центральной части а.з. с образованием так называемой тигельной конфигурации;

– возможность бокового растекания расплава, расплавления боковой конструкции, окружающей активную зону (выгородки), и стекания расплава по свободным байпассным каналам вдоль выгородки в область под а.з.

Для учёта первого результата в ФММ энергоблоков необходимо представлять а.з. в виде нескольких эффективных кольцевых групп ТВС разной мощности (минимум двух – зона плато и периферийный пояс ТВС). Этот подход хорошо известен и является классическим при моделировании а.з. в интегральных кодах для анализа ТА на АЭС.\



Рисунок 3.3 – Предполагаемый сценарий перемещения кориума в НКР на АЭС ТМІ-2

Второй результат учитывается не во всех интегральных кодах (например, не учитывается в MELCOR). Возможность учёта бокового растекания расплава была специально реализована в ПрЭВМ СОКРАТ, с учётом особенностей ВКУ ВВЭР. Соответствующая модель позволяет перемещать расплав из а.з. в НКР и размещать его на днище реактора, если в расчёте происходит горизонтальное расширение ванны расплава а.з., сквозное расплавление ячейки выгородки, замещение её материалом расплава а.з., и затем расплава в отдельных ячейках нодализационной схемы а.з. рассчитывается при помощи корреляций вида Nu=C·Ra<sup>γ</sup> с коэффициентами, определёнными на основе экспериментов. Поскольку в цилиндрической ванне тепловыделяющего расплава значение Nu в боковом направлении выше, чем в направлении вниз, расплав стремится расшириться к периферии а.з. и, в пределе, проплавить боковые стенки а.з., как это произошло в случае аварии на АЭС ТМІ-2

Сценарии с боковым вытеканием расплава характерны для аварий с медленным разрушением а.з. Также такой сценарий реализуется на РУ ВВЭР-440, где суммарная толщина нижней решетки шахты реактора и верхней плиты днища шахты в сумме составляет 450 мм и существенно превышает суммарную толщину обечаек выгородки

(8 мм), корзины (40 мм) и шахты реактора (80 мм). Поэтому в случае ВВЭР-440 наиболее вероятным представляется именно боковое перемещение первых порций расплава на днище корпуса. При этом происходит байпассирование расплавом зоны АРК.

### 3.3.2.2 ТМІ-2: модель охлаждения пористого дебриса в НКР

На стадии перемещения расплава из а.з. в НКР в ходе аварии на АЭС ТМІ-2 предполагается следующая картина поведения кориума. После образования бреши в стенке выгородки расплав частично растекался по горизонтальным пластинамперекрытиям выгородки и через отверстия в секциях стекал вниз в виде струй. Повторный залив а.з. водой обеспечил большой объём недогретой воды в НКР, и стекающие в него струи расплава частично фрагментировались. В результате осаждения фрагментов расплава на дне металлоконструкций в НКР образовывался слой пористого дебриса. Около 5,8 тонн застывшего кориума накопилось в нижних металлоконструкциях НКР, представляющих собой 4 перфорированные горизонтальные плиты и эллиптическое днище-распределитель потока (подобие днища шахты ВВЭР). Суммарное количество кориума в НКР оценивается массой 12,4 т в виде фрагментированного и 6,7 т в виде спекшегося (*cake*) дебриса. Максимальная толщина пористого слоя дебриса в НКР достигала 0,8 м.

Видеосъёмки внутри НКР показали широкий разброс размеров частиц фрагментированного дебриса, от нескольких миллиметров в центральной части пористого слоя до десятков сантиметров на периферии слоя. Было идентифицировано два типа дебриса: лавоподобные частицы, обнаруженные в основном в «северном» квадранте НКР, и камнеобразные частицы в «южном» квадранте.

Таким образом, ещё одним важным феноменологическим результатом аварии на АЭС ТМІ-2 являлось струйное стекание расплава в объём недогретой воды в НКР, с частичной фрагментацией расплава и образованием неоднородного пористого дебриса. Учитывая, что корпус реактора не разрушился, а образовавшийся слой дебриса был достаточно объёмный, можно полагать, что он эффективно охлаждался водой.

Для учёта процесса образования пористой структуры из фрагментов расплава в НКР ВВЭР и теплообмена этой структуры с окружающей пароводяной смесью в СОКРАТ была интегрирована соответствующая модель. Она позволяет описывать образование пористого слоя, его теплообмен с окружающей пароводяной смесью и переход от пористого слоя к ванне расплава.

Образование пористого слоя происходит в результате осаждения на дно продуктов фрагментации струи расплава в воде, заполняющей объёмы НКР (внутри опор ТВС или в опускном участке ВВЭР). Процесс фрагментации струи описывается моделью VAPEX-М. В зависимости от состояния и состава частиц расплава в момент достижения ими дна бассейна различают три различных вида пористого слоя: 1) полностью фрагментированный, состоящий из отдельных полностью затвердевших частиц расплава; 2) частично агломерированный, состоящий из отдельных частиц и крупных фрагментов (агломератов); 3) полностью спекшийся.

Таким образом, по мере поступления порций расплава из модуля СВЕЧА происходит заполнение расчётных ячеек материалом придонного слоя снизу-вверх. Для описания теплообмена придонного пористого слоя с водой в карту режимов модели был введен режим течения пароводяной смеси через пористую среду, когда объемная доля расплава  $\alpha_f \ge 0,3$ . Задача решается в нульмерной постановке с использованием замыкающих соотношений для учёта межфазных взаимодействий и взаимодействия фаз с дебрисом. Модель теплообмена дебриса использует корреляции, апробированные в аналогичных моделях интегральных кодов ATHLET-CD, MELCOR, а также проанализированные в работе [222].

Для описания трения между частицами пористого слоя и неразрывными фазами используется модель Эргуна [223], в которую для учёта двухфазности теплоносителя введены величины относительных коэффициентов проницаемости. Для величин

относительных проницаемостей используются широко применяемые соотношения из работы [224].

Для описания межфазного трения между паром и водой в пористом слое используется соотношение из работы Шуленберга и Мюллера [225].

Для описания теплоотдачи от пористого слоя к теплоносителю используется упрощенный подход, заключающийся в использовании корреляций для одиночной сферической частицы в бесконечной среде, модифицированных множителем, учитывающим групповые эффекты [226]. Значение множителя получено на основе анализа экспериментальных данных по тепломассообмену в пористых слоях, состоящих из сферических частиц одного размера.

Поскольку в ходе осаждения и формирования придонного пористого слоя частицы расплава могут существенно остыть (вплоть до температуры насыщения), к имеющимся в коде корреляциям для межфазного теплообмена, описывающим пленочное кипение, была добавлена корреляция Розенова для пузырькового кипения [227].

Тепловой поток от пористого слоя к теплоносителю ограничивается величиной критического теплового потока, вычисляемого по нульмерной модели Липински [230] для гомогенной пористой среды, согласно которой он является функцией пористости, размера частиц пористого слоя и свойств теплоносителя.

# 3.3.3 Степень охвата представительных процессов и явления в коде СОКРАТ

С учётом возможностей кода СОКРАТ, описанных в предыдущих параграфах, его модели были сопоставлены с перечнем явлений и процессов при ТА на АЭС с ВВЭР, описанных в главе 2. Как следует из таблиц 3.1–3.9, модели СОКРАТ охватывают почти все важные явления и процессы. Причиной отсутствия в коде моделей для некоторых процессов явлется низкий уровень важности этих процессов или недостаточный уровень знаний о них, не позволяющий разработать достаточно надёжную модель или валидировать её. С другой стороны, для многих процессов, имеющих высокий уровень важности, в СОКРАТ используются механистические модели наилучшей оценки, частично описанные в разделе 3.3.1 (неравновесная двухфазная двухкомпонентная теплогидравлика с учётом неконденсирующихся газов и борной кислоты, деформация и разгерметизация оболочек твэлов, высокотемпературное окисление Zr, взаимодействие UO<sub>2</sub>-Zr, стекание расплава, окисление B4C, выход ПД из твёрдого топлива и расплава).

Таким образом, код СОКРАТ в достаточной мере удовлетворяет требованиям к средству численного моделирования ТА на АЭС с ВВЭР как по соответствию основным современным тенденциям в области развития интегральных кодов и модельному наполнению в целом, так и по качеству самих моделей физических процессов, в частности.

	Степень	Уровень	Модели
явление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ
Реактивностные эффекты	B-H	B/C	+
Накопление ПД в топливе и их выход в газовый зазор	р		+
твэла	Б	B/C	
Выбег ГЦНА в одно- и двухфазном теплоносителе	B/C	+	
Однофазная ЕЦ в первом контуре	B/C	В	+
Двухфазная ЕЦ в первом контуре	В	B/C	+
Истечение теплоносителя	В	B/C	+
Теплообмен в металлоконструкциях и тепловые	C	D/C	+
потери	C	D/C	
Горизонтальная и вертикальная стратификация фаз	B/C	B/C	+

Таблица 3.1 – Модели СОКРАТ для явлений и процессов при начальной стадии ТА

Тепловыделение в а.з.	В	В	+
Теплообмен в а.з.	В	В	+
Набухание уровня и унос капель воды в а.з.	В	С	+
Влияние неконденсирующихся газов	В	С	+
Очищение гидрозатвора холодных ниток ГЦТ	B/C	B/C	+
Продвижение фронта смачивания (вверх и вниз)	B-H	С	+/_*
Байпассирование а.з. водой САОЗ	B/C	С	+
Противоток и ограничение противоточного движения	D/C	D/C	+
фаз	D/C	D/C	
Ραδοτα СΠΟΤ ΠΓ	В	B/C	+
Работа СПЗАЗ (ГЕ-2)	В	B/C	+
Асимметричное поведение петель ГЦТ	B-H	B/C	+
Перемешивание, перенос и осаждение бора	C/H	С	+
Деформация и разгерметизация оболочек твэлов	B/C	B/C	+
Выход ПД из газового зазора	Н	B/C	+
Фрагментация и перемещение топлива при раздутии оболочки	B/C	C/H	+/_**

\* - положение фронта в пределах расчётной ячейки не отслеживается
 \*\* - фрагментация не моделируется, внутреннее перемещение топлива внутри оболочки твэла включается флагом в предположении, что оно уже фрагментировано

Таблина	3.2 -	– Молели	СОКРАТ	лля явлений	и пронессов на	сталии начала	разрушения а.з.
1	· · -			A		• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	part and a second second

Явление процесс		Уровень	Модели	
лвление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ	
Окисление оболочек твэлов паром	В	B/C	+	
Окисление оболочек твэлов в присутствии воздуха	С	С	+/	
Наводораживание оболочек твэлов	Н	С	_	
Плавление металлических элементов а.з. и ВКУ	В	В	+	
Растворение UO <sub>2</sub> и ZrO <sub>2</sub> расплавом циркония	B/C	В	+	
Окисление В <sub>4</sub> С	C/H	B/C	+	
Окисление стали	С	С	+	
Образование низкотемпературных эвтектик	B/C	С	+	
Образование блокад	В	B/C	+	
Теплообмен излучением	В	С	+	
Естественная конвекция парогазовой смеси	В	С	+	
Термомеханика трубопроводов первого контура	B/C	C/H	-	
Поведение ПД и актиноидов	В	B/C	+	

Таблица 3.3 - Модели СОКРАТ для явлений и процессов на конечной стадии разрушения а.з.

	Степень	Уровень	Модели		
явление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ		
Формирование и окисление пористого дебриса	B/C	C/H	+		
Образование бассейнов расплава	В	С	+		
Теплообмен ванны расплава	В	С	+		
Окисление расплава	В	С	+		
Вытекание расплава из а.з.	В	C/H	+		
Выход ПД и актиноидов при взаимодействии			_		
расплава с водой	В	C/H			
Повторное взвешивание ПД и актиноидов	B/C	C/H	+/_*		

\* - модель не валидирована

Явление, процесс	Степень	Уровень знаний	Модели СОКРАТ
Взаимодействие расплава с водой	В	C	+
Воздействие струи расплава на стенку корпуса	C/H	В	_
Теплообмен в слое фрагментировавшего расплава	В	С	+
Распределение дебриса в НКР	C/H	C/H	+
Образование и расслоение многокомпонентного расплава	B/C	С	+
Теплообмен в тепловыделяющей ванне расплава	В	С	+
Эффект щелевого охлаждения расплава	C/H	C/H	_
Теплообмен на поверхности расплава	В	C/H	+
Окисление расплава при заливе водой	B/C	С	+/
Выход ПД и актиноидов из ванны расплава в НКР	C/H	C/H	+
Растворение стали корпуса в контакте с			+
металлическим расплавом	В	C/H	
Повторная критичность при контакте расплава с			—
водой	С	C/H	
Термомеханика корпуса реактора	B/C	C/H	_
Химическое взаимодействие оксидного расплава с			_
материалом корпуса	Н	C/H	
Жидкофазное горение	Н	C/H	_
Окисление стали в контакте с оксидным расплавом	Н	Н	_
Высокотемпературное обезуглероживание стали	C*	Н	—
Теплогидравлика при наружном охлаждении корпуса	B*	B/C	+
Тепловое разрушение корпуса и выход расплава из корпуса	В	C/H	+

Таблица 3.4 – Модели СОКРАТ для явлений и процессов на стадии внутрикорпусного удержания расплава

\* применительно к проекту ВВЭР-С

# Таблица 3.5 - Модели СОКРАТ для явлений и процессов под ГО

·						
Явление процесс		Уровень	Модели			
лвление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ			
Квазистационарное нагружение ГО давлением	В	В	+			
Конвекция парогазовой среды	В	B/C	+			
Стратификация среды в помещениях	В	B/C	+			
Перемешивание в газе, вызванное импульсом	В	B/C	+			
Перемешивание в газе, вызванное плавучестью	В	B B/C				
Кипение в водных объёмах	B/C	B/C B/C				
Тепломассообмен при работе спринклерных систем	В	B/C	+			
Перенос, осаждение и распределение ПД и	р		+			
актиноидов	D	C/H				
Химия йода	В	С	_			
Горение водорода	В	С	+/_*			
Работа ПКРВ	В	B/C	+			
Повторный унос ПД и актиноидов	B/C	C/H	_			

\* - пользователь задает полноту сгорания, учитывается только медленное горение

	<u> </u>		<u> </u>		
	Степень	Уровень	Модели		
явление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ		
Выброс расплава и прямой нагрев атмосферы под ГО	B/C	C/H	_		
Взаимодействие расплава с водой	Н	С	_		
Растекание расплава	B/C	_			
Взаимодействие расплава с бетоном	В	С	+		
Теплообмен на поверхности расплава	B/C	C/H	+		
Выход ПД и актиноидов при взаимодействии			+		
расплава с бетоном	C/H	C/H			
Теплообмен в УЛР	В	С	+		
Взаимодействие расплава с материалами в УЛР	В	С	+		
Выход ПД и актиноидов из УЛР	C/H	C/H	+		

Таблица 3.6 - Модели СОКРАТ для явлений и процессов на внекорпусной стадии ТА

Таблица 3.7 - Модели СОКРАТ для явлений и процессов на начальной стадии ТА в БВ

С		Уровень	Модели
лвление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ
Накопление ПД и актиноидов, ОТВ в топливе	В	В	+
Перетекание и перемешивание воды между отсеками	C/H	C/H	+
Стадия осушения	В	B/C	+
Гейзерный эффект	С	C/H	+/_
Теплообмен излучением	B-H	С	+/_
Влияние изменения геометрии при разрушении			
элементов БВ на теплопередачу	B/C	C/H	+
Нарушение герметичности облицовки БВ при нагреве	C/H	C/H	_
Раздутие и разрыв оболочек твэлов	B/C	B/C	+
Выход ПД из газового зазора	Η	B/C	+
Поступление воздуха внутрь чехлов с ОТВС	С	Н	+/

Таблица 3.8 - Модели СОКРАТ для явлений и процессов на стадии начала разрушения ОТВС

	Степень	Уровень	Модели
Ивление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ
Воздушное охлаждение полностью осушенных ТВС и			+
стеллажей	B/C	C/H	
Теплообмен излучением	В	C/H	+/_
Выход ПД и актиноидов из топлива	В	С	+
Окисление оболочек твэлов в присутствии пара и			+/_
воздуха	В	B/C	
Повторный залив БВ водой	В	С	+

Таблица 3.9 – Модели СОКРАТ для явлений и процессов на конечной стадии разрушения ОТВС в БВ

	Степень	Уровень	Модели
явление, процесс	важности	знаний	СОКРАТ
Образование слоя дебриса на дне БВ	B/C	C/H	+
Тепловое излучение кориума на бетон	В	C/H	+/_*
Взаимодействие расплава с бетоном	В	С	+
Горизонтальное растекание расплава	B/C	Н	_

\* - испарение воды из бетона, разрушение осушенного бетона не моделируется

## 3.4 Выводы по главе 3

В главе 3 приведены требования к интегральным кодам, используемым для реалистического расчётного анализа ТА. Основным требованием для обеспечения реалистического анализа ТА является использование при разработке физических моделей подхода наилучшей оценки. Этот подход предполагает соответствие моделей современному уровню теоретических и экспериментальных знаний, полноту моделирования (учёт в моделях всех важных физических процессов и их взаимосвязей), валидацию на экспериментальных данных (с ориентацией на воспроизведение среднего, т.е. наилучшей оценки измерения) и анализ неопределённости результатов.

В главе представлена модульная структура отечественного кода СОКРАТ с разделением расчётных модулей по категориям физических процессов и по объектам энергоблока, описаны потоки данных между модулями, отражающие взаимное влияние процессов. Рассмотрены преимущества использования механистических моделей процессов перед параметрическими моделями и приведены примеры механистических моделей СОКРАТ. На основании результатов, полученных в главе 2, показано, что модели СОКРАТ охватывают все важные явления и процессы при ТА на АЭС с ВВЭР.

Атрибуты кода наилучшей оценки в полной мере учтены при разработке версий кода СОКРАТ. Полнота моделирования процессов и явлений, характерных для ТА (глава 2), учитывается в соответствии с современным уровнем знаний в специализированных моделях и интерфейсах между ними. Как будет показано в следующих главах, наряду с полнотой моделирования точность (погрешность и неопределённость) моделей обоснована результатами валидации на экспериментальных данных, полученных, насколько это возможно, на установках разного масштаба (глава 4). При валидации использованы наилучшие оценки реперных данных (среднее по выборке с учётом неопределённости). Анализ неопределённости результатов расчётов ТА поддерживается специально разработанной методикой, позволяющей учесть все основные составляющие неопределённостей (глава 6).

Представленные в главе 3 данные позволяют сделать вывод о соответствии интегрального кода СОКРАТ современным требованиям и тенденциям в области численного моделирования тяжёлых аварий, об учёте в моделях кода особенностей энергоблоков ВВЭР и важных физических процессов, возникающих при ТА на ВВЭР, учёте требований отечетсвенной нормативной базы к аттестации программ для ЭВМ. Таким образом, интегральный код СОКРАТ может быть использован в качестве средства численного моделирования ТА наилучшей оценки в составе ФММ энергоблоков ВВЭР.

# 4 ВАЛИДАЦИЯ СРЕДСТВА ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Следующим, третьим этапом методического подхода к созданию ФММ энергоблоков ВВЭР для анализа ТА является валидация интегрального кода. Валидация осуществляется на тщательно подготовленном наборе представительных данных – матрицах валидации. Основной для матриц валидации являются результаты феноменологического анализа исследуемых ТА, т.е. важных процессов и явлений, по которым имеется достаточно знаний (итоги работ, описанных в главе 2). Учитывая связь с феноменологическим анализом, процессы, протекающие на разных стадиях ТА и в разных моделируемых элементах энергоблока, рассматриваются по-отдельности, т.е. строятся отдельные матрицы валидации для процессов на начальной стадии ТА, процессов разрушения а.з., процессов при удержания расплава в реакторе, процессов под ГО и т.д.

Для перечня процессов на каждой феноменологической стадии аварии выполняется поиск надёжных данных, которые воспроизводят особенности этих процессов. Источники данных включают результаты экспериментов, измерения при реальных авариях на АЭС, результаты расчетов по эталонным кодам и аналитические решения. Крайне важно использовать как данные экспериментов с исследованием отдельных явлений, так и данные экспериментов, включающих взаимовлияющие процессы (интегральные эксперименты).

# 4.1 Матрица валидации для моделирования процессов на начальной стадии ТА

Рассмотрим матрицу валидации интегральных тяжелоаварийных кодов для теплогидравлических явлений на начальной (до превышения температурного критерия МППП твэлов) стадии тяжёлых аварий ВВЭР. Эта матрица охватывает определяющие явления на РУ ВВЭР-440, -1000 и ВВЭР с пассивными системами (ВВЭР-1200, -ТОИ).

За основу были приняты матрицы ОЭСР для РУ ВВЭР, выпущенные в 2001 году, и более поздние матрицы валидации теплогидравлических кодов для ВВЭР, опубликованные в более поздних работах [33], [34], [35]. При анализе этих матриц был выявлен ряд присущих им особенностей и недостатков:

– матрицы ОЭСР содержат не всегда доступные эксперименты, описание некоторых экспериментов представляет недостаточно полную информацию о протекающих процессах и не позволяет выполнить валидацию на современном уровне (недостаточная точность измерений, недостаточный объём описания эксперимента);

– в матрицах ОЭСР часть явлений, важных для ВВЭР, не отражена в полной мере (особенно это относится к экспериментам по исследованию работы пассивных систем);

– имеется значительное количество экспериментальных данных, не вошедших в матрицы ОЭСР, которые были использованы при валидации таких кодов как ТРАП, RELAP, КОРСАР/ГП и могли бы быть использованы при валидации интегральных ТА кодов, обеспечивая при этом возможность кросс-верификации с перечисленными системными ТГ кодами;

– со времени выпуска матриц ОЭСР экспериментальная база пополнилась новыми опытными данными, в том числе, не публиковавшимися за рубежом, которые могут представлять интерес для валидации интегральных ТА кодов.

Поэтому при разработке матрицы валидации моделей процессов на начальной стадии ТА ВВЭР часть экспериментов из матриц валидации ОЭСР была исключена, и были добавлены новые данные, отсутствующие в матрицах ОЭСР:

– доступные и качественные данные из матриц валидации системных теплогидравлических кодов КОРСАР/ГП и TRACE, используемых для обоснования безопасности, соответственно, РУ ВВЭР и РWR при проектных и запроектных (до превышения МППП твэлов) авариях;

– современные данные из зарубежной литературы;

– результаты новых экспериментальных исследований в области запроектных аварий (в том числе, с учётом действий оператора).

Ещё одним важным источником данных для валидации теплогидравлических моделей в составе интегральных ТА кодов являются результаты моделирования начальной стадии ТА при помощи аттестованных системных теплогидравлических кодов (ТЕЧЬ-М, КОРСАР/ГП). Критерием выбора задач для кросс-верификации была полнота учёта реакторных установок и сценариев аварий в области планируемого применения интегрального ТА кода (таблица 4.3). Использование для тех же целей известных зарубежных кодов (RELAP5, TRACE, ATHLET), безусловно, также представляет интерес, но следует иметь в виду, что по формальным признакам (отсутствие аттестации в НТЦ ЯРБ Ростехнадзора) не может рассматриваться экспертами НТЦ ЯРБ в качестве обоснования полученных погрешностей.

Актуализированная и дополненная теплогидравлическая матрица валидации для начальной стадии ТА ВВЭР представлена в таблице 4.1. Её основу составляют следующие интегральные эксперименты.

#### Серия экспериментов на установке ПСБ-ВВЭР

Из обширной серии экспериментов на стенде ПСБ-ВВЭР для валидации использованы следующие эксперименты:

- ЕЦ при последовательном дренировании первого контура;

– малая течь из холодного трубопровода на участке между ГЦН и моделью корпуса реактора, эквивалентная разрыву 4,1 % циркуляционного трубопровода на РУ ВВЭР-1000;

– большая течь из горячего трубопровода между сборной камерой модели корпуса реактора и парогенератором, эквивалентная разрыву 25 % циркуляционного трубопровода на РУ ВВЭР-1000;

– большая течь теплоносителя на РУ ВВЭР-1000/В-392М с учётом работы пассивных систем безопасности ГЕ-2 (СПЗАЗ) и СПОТ-ПГ.

#### Серия экспериментов на установке OSU MASLWR

Экспериментальная установка OSU MASLWR построена в университете штата Орегон (Oregon State University) и предназначена для изучения устойчивости режимов ЕЦ в первом контуре реактора MASLWR. Конфигурация установки похожа на конфигурацию АЭС с BBЭP-640/B-407 при долговременном пассивном отводе тепла в авариях LOCA. Поэтому результаты экспериментов представляют ценность с точки зрения дополнительной оценки пассивных систем, предусмотренных в проектах BBЭP B-407, B-478 и B-498.

На экспериментальной установке в рамках международной стандартной задачи МАГАТЭ ICSP OSU MASLWR было проведено два эксперимента. Целевой функцией эксперимента SP-2, моделировавшего сценарий аварии с отказом насоса питательной воды, являлось изучение устойчивости систем с ЕЦ и связанного теплогидравлического поведения первого контура, ГО и конечного поглотителя. Устойчивость имеет решающее функционирования значение лля успешного большинства пассивных систем безопасности, предназначенных для отвода остаточного тепла после срабатывания аварийной защиты реактора. Целевой функцией эксперимента SP-3 являлась проверка надёжности теплоотвода от а.з. в режиме ЕЦ теплоносителя в режимах маневрирования мощностью. В этом эксперименнте одновременно увеличивались мощность а.з. и расход питательной воды при поддержании стабильных параметров пара во втором контуре.

#### Серия экспериментов на установке ATLAS

Проект ATLAS был проведён Агентством по ядерной энергии (АЯЭ) ОЭСР на базе одноименного интегрального теплогидравлического стенда ATLAS (KAERI, Южная Корея). Россия была представлена в проекте ATLAS Госкорпорацией «Росатом» и ОКБ

«ГИДРОПРЕСС», расчёты в рамках проекта выполнялись в ИБРАЭ РАН (по коду СОКРАТ), ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (по кодам КОРСАР/ГП и СОКРАТ), «НИТИ им. А.П. Александрова» (по коду КОРСАР), «ОКБМ Африкантов» (по коду КОРСАР/БР). В рамках этого проекта в 2014–2016 гг. была выполнена серия экспериментов и их расчётное моделирование при помощи основных мировых системных теплогидравлических кодов. Стенд ATLAS представляет собой масштабную модель РУ APR1400 и позволяет исследовать теплогидравлические явления, возникающие при различных сценариях проектных и запроектных аварий на этой РУ, в том числе с учётом действий персонала по управлению аварией. Концептуально РУ APR1400 подобна РУ ВВЭР за исключением отдельных конструктивных особенностей (конфигурация петель, ПГ), что позволяет обоснованно предполагать подобие теплогидравлических явлений на этих РУ в ходе представительных аварийных сценариев.

В матрицу валидации СОКРАТ-В1/В2 были включены следующие тесты ATLAS:

– А1-1 «Длительное полное обесточивание с отложенной подачей питательной воды в один из парогенераторов». Исходным событием является полное обесточивание АЭС, когда активные системы безопасности недоступны. Для обеспечения отвода тепла от первого контура оператор использует подачу питательной воды в один ПГ с помощью вспомогательного питательного насоса с турбоприводом. Отвод пара из ПГ осуществляется за счет периодического открытия предохранительных клапанов, поэтому давление в ПГ, который используется для расхолаживания первого контура, не уменьшается с течением времени, а остается высоким в течение аварии. Соответственно ведет себя и давление в первом контуре. Авария развивается при высоком давлении, поэтому пассивные системы аварийного охлаждения а.з. (гидроемкости САОЗ) не подают воду в реактор. Запас теплоносителя в реакторе уменьшается вследствие работы предохранительных клапанов КД.

– А1-2 «Длительное полное обесточивание с пассивной подачей вспомогательной питательной воды в один из парогенераторов». Как и в тесте А1-1, исходным событием является обесточивание АЭС, активные системы безопасности не работоспособны. В отличие от А1-1, для расхолаживания первого контура используется пассивная система подачи вспомогательной питательной воды (PAFS) на одном из ПГ. Эта система непрерывно отводит пар из ПГ и возвращает конденсат, в результате чего давление и температура во втором контуре постоянно снижаются. Это дает возможность обеспечить теплоотвод от первого контура и снизить давление в реакторе до уровня, при котором возможно включение систем пассивного залива а.з.

– A5.1 «Сопоставительный эксперимент с малой течью 1% из холодного SB-CL-32». Эксперимент А5.1 является сопоставительным трубопровода LSTF экспериментом, начальные и граничные условия которого были взяты из стороннего эксперимента с малой течью SB-CL-32, выполненного на установке LSTF. Расчеты эксперимента A5.1 выполнялись в рамках стандартной задачи, целью которой являлась оценка и сравнение возможностей теплогидравлических кодов применительно к моделированию явлений, происходящих при малой течи из холодной нитки (исходное событие аварии), и оценка эффективности сброса давления во втором контуре в качестве действия по управлению аварией. Через некоторое время после начала сброса давления в ПГ начиналась подача вспомогательной питательной воды. При уменьшении давления в реакторе в холодные нитки стенда ATLAS начинала подаваться вода с расходом, имитирующим подачу воды из гидроемкостей в эксперименте на стенде LSTF. При дальнейшем уменьшении давления в первом контуре расход подаваемой воды увеличивался, что моделировало начало подачи воды от насосов САОЗ НД.

Отметим, что часть экспериментов в проекте ATLAS была успешно рассчитана при помощи СОКРАТ, но сами эксперименты не были включены в матрицу валидации, чтобы не перегружать её большим объёмом данных:

– A2-1 «Малая течь вследствие разуплотнения циркуляционных насосов при длительном полном обесточивании»;

– A2-2 «Малая течь вследствие одиночного разрыва трубки парогенератора при длительном полном обесточивании»;

– A3.1 «Полная потеря питательной воды с дополнительными отказами оборудования»;

– A4.1 «Сопоставительный эксперимент со средней течью 17 % из холодного трубопровода LSTF IB-CL-03»;

– A5.2 «Сопоставительный эксперимент со средней течью 13 % из холодного трубопровода LSTF IB-CL-03».

Перечисленные эксперименты также рекомендуются для валидации интегральных ТА кодов.

#### Эксперименты в рамках проекта РКL4

Проект PKL Phase 4, организованный АЯЭ ОЭСР, включает в себя серию современных, хорошо инструментованных интегральных экспериментов на установке PKL-III и поддерживающих экспериментов на установках PMK и PACTEL.

Эти эксперименты позволяют ликвидировать дефицит качественных современных валидационных данных. Несмотря на некоторые конструктивные отличия РУ РWR и BBЭP, основные теплогидравлические явления и процессы слабо зависят от конструктивных особенностей и одинаково проявляются на PWR и BBЭP, что позволяет использовать результаты экспериментов на стендах, моделирующих РУ PWR, для валидации кодов применительно к авариям на РУ BBЭP. Так, даже несмотря на принципиальное отличие конфигурации ПГ PWR и BBЭP и явную непредставительность результатов по распределению азота по пучку теплообменных труб, серия тестов по подаче азота в первый контур ПГ представляет интерес для валидации модели теплообмена в присутствии неконденсирующихся газов. Кроме того, для некоторых из явлений аналогичные эксперименты в России либо отсутствуют (перенос и осаждение бора), либо имеются в ограниченном количестве (влияние неконденсирующихся газов).

– Для ограничения объёма информации в матрицу валидации СОКРАТ-В1/В2 был включён один эксперимент i5.1. Этот эксперимент моделировал большую течь теплоносителя с подпиткой борированной водой от САОЗ НД. Для валидации представляет интерес явление увеличения концентрации борной кислоты в а.з. до насыщения с последующим выпадением осадка.

Кроме i5.1, в рамках проекта PKL Phase 4 был получен положительный опыт валидации кода СОКРАТ-В1/В2 на результатах следующих экспериментов:

– эксперимент i2.1 Run 1, моделирующий аварию с малой течью горячей нитки ГЦТ с наложением отказов САОЗ ВД и отсечения ГЕ САОЗ. Для валидации на данном эксперименте интерес представляет механизм очищения гидрозатворов на холодных нитках и соответствующей подпитки а.з. водой за счёт снижения давления на входе в реактор при конденсации пара на недогретой воде ГЕ САОЗ, подаваемой в реактор, и в том числе, с учётом поступления азота в первый контур;

– эксперимент i2.1 Run 2, в котором проводилось параметрическое исследование влияния азота на отвод тепла от а.з. в условиях потери теплоносителя первого контура. Для валидации на данном эксперименте интерес представляет влияние отравления ПГ азотом на теплоотдачу в ПГ при различном уровне заполнения трубок ПГ азотом. Данное явление характерно для аварий на новых проектах ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ, где становится особенно важным учёт присутствия неконденсирующихся газов в теплоносителе;

– эксперименты серии i3.1, моделирующие аварию с отказом системы отвода остаточного тепловыделения в стояночном режиме. В качестве меры по управлению аварией принимается отвод тепла через один ПГ и последующая активация САОЗ НД (задержка в активации САОЗ НД моделирует работу персонала по переключению

соответствующей арматуры). Для валидации на данном эксперименте интерес представляет явление увеличения концентрации борной кислоты в а.з. в результате выпаривания теплоносителя и последующее её разбавление водой от САОЗ НД.

#### Стенды для исследования работы пассивных систем ВВЭР

Полномасштабный теплогидравлический стенд ГЕ-2М (ГНЦ РФ – ФЭИ) является представительной экспериментальной установкой для отработки методики настройки системы гидроемкостей второй ступени ГЕ-2. Все оборудование и трубопроводы стенда размещены на проектных высотных отметках и имеют проектные длины и диаметры, соответствующие характеристикам оборудования системы ГЕ-2 на АЭС. Стенд ГЕ-2М включает напорные баки, моделирующие гидроемкости пассивной системы ГЕ-2, паровые и водяные линии с арматурой. На стенде предусмотрено четырехступенчатое профилирование расхода из напорных баков. Была проведена серия из 4-х экспериментов с раздельной и совместной работой гидроемкостей и разной длиной паровых линий.

Стенд ГЕ-2М с моделью парогенератора и имитатором теплообменника СПОТ (модификация ГЕ2М-ПГ) был сооружён в ГНЦ РФ – ФЭИ как крупномасштабная модель для исследования работы различных пассивных систем безопасности реактора ВВЭР. На стенде ГЕ2М-ПГ была проведена серия экспериментов по обоснованию достаточности расходной характеристики системы ГЕ-2 для обеспечения оттока неконденсируемой смеси для сохранения конденсационной мощности ПГ ВВЭР в условиях суточного и трёхсуточного аварийных процессов. Основной целью проведения экспериментов являлось определение конденсационной мощности модели ПГ. На стенде предусмотрена система отвода парогазовой смеси из холодного коллектора ПГ, предназначенная для исследования влияния расхода сдувки на конденсационную мощность парогенератора.

Кроме интегральных экспериментов, разработанная матрица включает также перечень валидационных исследований и перечень аналитических тестов и экспериментов для исследования локальных (отдельных) явлений (SET). Их краткое описание приведено в таблице 4.2.

Отдельно в таблицах 4.4 и 4.5 приведена матрица валидационных исследований для процессов деформации и разрыва оболочек твэлов на начальной стадии ТА.

В целом, разработанная матрица валидации для теплогидравлических и термомеханических процессов на начальной стадии ТА ВВЭР в достаточной мере отражает современный уровень знаний. В 2021 г. она была апробирована при аттестации кода СОКРАТ-В1/В2 в «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора.

Явления	Явления Интегральные				Стан	цион 1е	SET и аналитичес	SET и налитичес Кросс-верификация														
	экспериментальные установки												дани	ные	кие тесты		1 1 1					
<ul> <li>– явление не наблюдалось или отсутствуют достоверные данные измерений;</li> <li>+ явление наблюдалось, и данные измерений достаточны для валидации;</li> <li>о явление наблюдалось, но данные недостаточны для валидации</li> </ul>	ПСБ-ВВЭР ЕЦ при дренировании	ПСБ-ВВЭР ГТ-2х25-02	IICE-BB3P XT-05-03	<b>OSU MASLWR SP2</b>	OSU MASLWR SP3	ATLAS A1-1	ATLAS A1-2	ATLAS A5-1	ПСБ-ВВЭР XT-0.58-02 с пассивными СБ	IE-2M	ΓE-2M-ΠΓ	PKL-4 i5.1	Потеря питводы в 1 ПГ на КАЭС-1	ТА на АЭС Фукусима-1 (блок №1)	(см. № п/п в таблице 4.2)	0001-dCBB	ввЭР-1200 4.3	BB3P-440	ВВЭР-1200 (РАЛИОНУКЛИД)	Фукусима-1 (ORIGEN-2)		
Истечение в разрыв, включая критическое	_	+	+	+	_	-	-	+	+	_	_	0	_	+	10-13	+	+	+	—	-		
Выбег ГЦНА в одно- и двухфазном теплоносителе	_	0	0	_	_	_	_	-	0	_	_	_	+	_	_	+	+	+	_	_		
Однофазная ЕЦ в первом контуре	+	+	+	+	+	+	+	+	+	_	_	_	_	_	_	+	+	+	_	_		
Двухфазная ЕЦ в первом контуре	+	+	+	+	_	+	+	+	+	_	_	+	_	0	14–16	+	+	+	_	_		
Сепарация и стратификация фаз	0	0	0	+	+	+	_	+	+	_	_	0	_	+	17	+	+	+	_	-		
Противоток и ограничение противоточного движения фаз	0	0	0	L	_	0	-	0	-	_	_	_	_	+	7	+	+	+	_	_		
Поступление воды САОЗ (перемешивание, конденсация, байпассирование		L	1					1				1				+	+	-	_	-		
СКР и опускного участка)		т	т					Т	Т			Т										
Осаждение капель воды в а.з. и СКР	+	+	+	_	_	+	_	+	+	_	_	+	_	_	_	+	+	+	-	_		
Набухание уровня воды и унос капель воды в а.з. и СКР	+	+	+	0	_	+	_	+	+	_	_	+	_	_	24	+	+	+	-	_		
Теплообмен в а.з.	+	+	+	+	+	+	+	+	+	_	_	+	+	+	19, 24–27	+	+	+	-	_		
Продвижение фронта смачивания (вверх и вниз)	_	+	+	_	_	_	_	+	+	_	_	_	_	_	25–27	+	+	-	-	_		
Влияние неконденсирующихся газов	_	-	0	+	_	_	_	_	+	_	+	_	_	_	21–23	+	+	0	-	_		
Очищение гидрозатворов петель	+	-	_	-	_	+	_	+	+	_	_	_	_		20	+	+	+	-	-		
Теплообмен в первом контуре ПГ	+	+	+	+	+	+	+	+	+	_	+	_	+	_	21–22	+	+	+	-	_		
Теплообмен во втором контуре ПГ	0	0	0	+	+	+	+	+	+	_	+	_	+	_		+	+	+	-	_		
Набухание уровня воды и унос капель воды в ПГ	0	+	+	_	_	+	+	+	0	_	_	_	_	_		+	+	+	-	_		
Теплообмен в металлоконструкциях и тепловые потери	+	+	+	+	+	+	+	+	+	_	_	_	_	+	3	+	+	+	-	_		
Перемешивание, перенос и осаждение бора		-	-	_	_	_	_	_	_	_	_	+	_	_	_	-	-	-	-	—		
Асимметричное поведение петель ГЦТ		+	+	_	_	+	+	+	_	_	_	0	+	_	_	+	+	+	-	—		
Реактивностные эффекты	_	_	_	_	_	_	_	_	_	_		_	_	_	29	+	-	-	-	-		
Слив гидроемкостей	_	+	+	_	_	_	_	_	+	+	_	_	_	_		+	+	-	-	-		
Работа СПОТ ПГ	_	_	+	_	_	_	+	_	+	_	+	_	_	0	17, 23	-	+	-	-	-		
Работа СПЗАЗ	<u> </u>		+	$\vdash$	-	F			+		_	$\vdash$				-	+	-				
Теплоотвод к ПГ с обратным стоком конденсата	<u> </u>	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$		0	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$	_	$\vdash$			-	-	+	-				
Теплогидравлика в КД	<u> </u>	+	+	$\vdash$		+	+	+	+	$\vdash$	_	$\vdash$	+		-	+	+	+				
Остаточное тепловыделение в топливе	_	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$	⊢ _	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$	$\vdash$	⊢ _	$\vdash$	L _	+	L	0	0	0	+	+		

# Таблица 4.1 – Матрица валидации теплогидравлического модуля интегрального ТА кода (на примере ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2)

Таблица 4.2 - Перечень задач по исследованию отдельных явлений (SET), рассмотренных в рамках валидации теплогидравлического модуля интегрального ТА кода (на примере ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2)

№	Явление или процесс	Условия	Эксперимент
1	Заполнение и осушение канала	Вертикальная трубка	Точное решение
2	Осциллирующий манометр	_	Точное решение
3	Радиальная теплопроводность	_	Точное решение
4	Сохранение энергии	_	Точное решение
5	Трение	_	Корреляция Черчилля
6	Стекание под действием силы тяжести	Вертикальная трубка	Точное решение
7	Противоточное течение	Вертикальная труба	Точное решение
8	Выделение из воды растворённого газа	_	Точное решение
9	Теплообмен излучением		Точное решение
10	Критическое истечение	Диафрагмы, трубы с острой кромкой, стационарное истечение недогретой и насыщенной воды, пароводяной смеси, пара	ЭНИЦ
11	Критическое истечение	Горизонтальные трубки с острой входной кромкой, разной длины, стационарное истечение недогретой и насыщенной воды	ВТИ
12	Критическое истечение	Вертикальная труба с расширяющимся соплом, двухфазное двухкомпонентное стационарное истечение	Moby Dick
13	Критическое истечение	По 3 теста в 2-х сериях, нестационарное истечение из прямой трубы	Cannon, SuperCannon
14	Гидравлическое сопротивление	Подъёмное и опускное двухфазное течение в вертикальной трубке без обогрева	Тихоненко [228]
15	Потери давления в потоке вследствие местных	50 тестов на кольцевом канале, течение одно-, двухфазной и многокомпонентной	Шанхайский
	сопротивлений и трения о стенку	сред	университет
16	Потери давления в потоке вследствие местных сопротивлений и трения о стенку	21 тест на пучке стержней, течение одно-, двухфазной и многокомпонентной сред	Университет Кумамото
17	Конденсация пара	Вертикальный канал	Зейтун (Zeitoun)
18	Межфазный теплообмен	Вертикальная трубка, кипение недогретого теплоносителя	Бартоломей
19	Закризисный теплообмен	Многостержневая сборка	Стенд ФЭИ
20	Очищение гидрозатворов	Полномасштабная модель, продувка воздухом	IVO
21	Конденсация пара в присутствии НГ	горизонтальная трубка	Purdue university
22	Конденсация пара в присутствии НГ	горизонтальная трубка	JAERI
23	Конденсация пара в присутствии НГ	вертикальная трубка	UCB-Kuhn
24	Выкипание	Сборка из 37 стержней в квадратной решётке	NEPTUN
25	Повторное смачивание при заливе	8 сборок 7x17 твэлов в квадратной решётке, залив снизу	PERICLES
26	Повторное смачивание при заливе	Сборка из 37 стержней, квадратная решётка, залив снизу	NEPTUN
27	Повторное смачивание при заливе	Сборка ВВЭР	ОКБ ГП
28	Выкипание	Тепловыделяющая сборка из 96 стержней, условия расхолаживания ТВС в	ALADIN
		остановленном реакторе при снятой крышке или в БВ	
20	Decumunus contra c	остановленном реакторе при снятой крышке или в БВ	Tourson more and

таолица 4.5 - переченв задач по кросс-верификации продитеокт Ат-Вт/В2 с аттестованными теплогидравлическими кодами						
Сценарий аварии	Проект ВВЭР	Системный код				
Полное обесточивание АЭС при работе РУ на мощности, без учёта мер по управлению аварией	B320	КОРСАР/ГП				
Полная потеря подачи всей питательной воды в парогенераторы, без учета мер по управлению аварией	B320	КОРСАР/ГП				
Разрыв холодной нитки ГЦТ Ду 100 (малая течь) с отказом САОЗ	B320	КОРСАР/ГП				
Разрыв ГЦТ Ду 850 с блокировкой рециркуляции насоса	B320	КОРСАР/ГП				
Полное обесточивание АЭС в режиме остановки для перегрузки, без учёта действий персонала	B320	КОРСАР/ГП				
Потеря вакуума с отказом срабатывания аварийной защиты реактора (ATWS)	B338	КОРСАР/ГП,				
		ТРАП-КС				
Разрыв холодной нитки петли ГЦТ на входе в реактор эквивалентным диаметром Ду 100 мм	B230	ТЕЧЬ-М				
Разрыв ГЦТ полным сечением на входе в реактор с отказом активной части САОЗ	B392M	ТЕЧЬ-М				

Таблица 4.3 - Перечень задач по кросс-верификации ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2 с аттестованными теплогидравлическими кодами

Таблица 4.4 - Матрица валидации интегрального ТА кода в части термомеханического поведения оболочек твэлов (на примере ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2)

		Экспериментальные						
TRAINING IL OTHATILIU LA TRAINACOLLA A TORNA REMOMANDA A DORTADI L		установки						
лыления и отдельные процессы, а также ключевые факторы,		Для						
влияющие на параметры разрыва	OT,	цельн	ых	Интегральные				
	Я	влени	ій					
<ul> <li>явление не наблюдалось или отсутствуют достоверные данные измерений;</li> <li>явление наблюдалось, и данные измерений достаточны для валидации;</li> <li>явление наблюдалось, но данные недостаточны для валидации</li> </ul>	OKB	AEKI	REBEKA	HALDEN IFA650.10 /650.11				
Отрицательная деформация оболочек (обжатие)	_	_	_					
Положительная деформация (упругая, пластическая)	+	+	+	+				
Аксиальная локализация деформации, раздутия, разрыва	+	+	+	+				
Зависимость деформации от скорости нагрева	—	+	+	0				
Влияние внутреннего давления на момент разрыва оболочки		+		+				
Влияние скорости деформации на момент разрыва оболочки	—	+	+	_				
Влияние геометрии пучка/пространственные неравномерности температуры	-	_	0	_				
Влияние окисления на механические свойства оболочек	0	0	0	0				
Тепловыделение в топливе (остаточное, нейтронное)	—	—	—	+				
Тепловое сопротивление газового зазора	—	—	—	0				
Распределение температуры по оси и по радиусу топливного столба	_	_	_	-				
Фазовые превращения в оболочке	—	+	_	0				
Термошок при заливе	—	—	_	_				
Распухание топливной таблетки	-	—	—	0				
Термическая деформация топливной таблетки	—	-	—	0				
Термическая деформация оболочки твэла	—	—	—	0				

Таблица 4.5 - Основные характеристики экспериментов, воспроизводящих процессы деформации и разрыва оболочек твэлов

Организация/ установка	Характеристика эксперимента, изучаемое явление							
Эксперименты по исследованию отдельных явлений, одиночные твэлы								
ОКБ «Гидропресс»	Изотермические эксперименты, исследование окружной деформации и времени до разрушения при постоянной температуре и давлении, в воздушной среде. Для внутреннего давления 2 МПа эксперименты проводились при температурах 1080-1174 К, для внутреннего давления 8 МПа – при температурах 975-1078 К.							
АЕКІ влияние скорости нагрева (14 К/с) или скорости роста давления (0–0.66 на параметры разрыва, влияние окисления								
FZK REBEKA	Неизотермические эксперименты по деформированию и разрушению оболочек твэлов при разогреве в присутствии пара, изучение влияния разной скорости нагрева (1–30 K/c) и величины избыточного давления (1-14 МПа) на параметры разрыва; влияние окисления							
Интегральные экс	перименты, одиночные твэлы/пучки							
HALDEN IFA650.10 /650.11	Раздутие и разгерметизация оболочек одиночных отрезков твэлов PWR и ВВЭР-440 с облученным топливом (глубина выгорания 61 МВт*сут/кг и 56 МВт*сут/кг соответственно) и выход продуктов деления в условиях проектных аварий LOCA без повторного залива, ядерный нагрев							

# 4.2 Матрица валидации для моделирования процессов разрушения

a.3.

Разрушение а.з. сопровождается множеством процессов и явлений. Большое количество экспериментов для этой стадии ТА посвящено исследованию кинетики окисления металлических компонент а.з. и ВКУ паром и воздухом. Зарубежные исследователи в основном уделяли внимание изучению кинетики окисления сплавов циркония Zry-2 и Zry-4 как базового материала оболочек твэлов в зарубежных РУ. Широкомасшабные исследования по изучению кинетики окисления сплава Э110, используемого в отечественных РУ ВВЭР для изготовления оболочек твэлов, проводились во ВНИИНМ, в более ограниченных температурных диапазонах – в NFI, NRI (Чехия), КFKI (Венгрия). В НИИАР проводились исследования окисления облученных оболочек Э110.

В валидационную базу включены имеющиеся в открытой литературе представительные данные по окислению (в т.ч. двустороннему) сплава Э110, а также часть экспериментов по окислению циркониевого сплава Zry, поскольку кинетики окисления этих сплавов близки. Из большого количества экспериментов по окислению циркониевого сплава Zry были выбраны наиболее надежные. В состав валидационной базы также включены эксперименты, направленные на изучение процесса окисления в условиях прямого контакта оболочки с топливной таблеткой.

Для валидации процессов растворения топлива и ZrO<sub>2</sub> использованы все известные эксперименты, в которых изучалось как явление растворения топлива жидким цирконием в отдельности, так и явление одновременного растворения топлива и ZrO<sub>2</sub>.

В валидационную базу включены эксперименты по исследованию окисления стали и В<sub>4</sub>С, пригодные для целей валидации. При этом следует отметить явный недостаток экспериментальных данных по окислению отечественных сталей.

Для части явлений и процессов, которые не были или не могут быть экспериментально изучены по отдельности, валидация может быть проведена на интегральных экспериментах, моделирующих спектр явлений. В валидационную базу включены известные эксперименты на модельных топливных сборках РУ ВВЭР и PWR, а также два внутриреакторных эксперимента. Эксперименты направлены на изучение поведения а.з. в ходе TA, часть из них имитируют стадию залива перегретой сборки водой (серия отечественных экспериментов на установке PARAMETER).

Матрица валидации моделей разрушения а.з., апробированная при аттестации кода СОКРАТ-В1/В2, приведена в таблице 4.6. В таблице 4.7 приведены характеристики экспериментов из этой матрицы валидации. Представленный набор покрывает весь спектр явлений, определяющих разрушение а.з. при ТА на ВВЭР, и является достаточным для валидации кода в части описания поведения а.з. в ходе ТА, включая стадию залива.

Заметим, что в последнее время проводятся также эксперименты по высокотемпературному окислению оболочек из сплава 42XHM «Бочвалой», из которого изготовлены оболочки стержней СУЗ. Хотя диапазон охватываемых условий, объём и противоречивость данных пока не позволяют использовать их для валидации расчётных кодов, однако даже имеющиеся данные в достаточной мере демонстрируют пренебрежимо малую генерацию водорода по сравнению с циркониевыми сплавами.

# Таблица 4.6 - Матрица валидации в части разрушения а.з. (на примере ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2)

	Состояние а.з.			Эксперименты																
				Исследование отдельных явлений и процессов Интегральные эксперим										менты						
Характерные явления и процессы – явление не наблюдалось или отсутствуют достоверные данные измерений; + явление наблюдалось, и данные измерений достаточны для валидации; о явление наблюдалось, но данные недостаточны для валидации	Разогрев и частичное плавление элементов а.з.	Образование бассейнов расплава в а.з.	Повторный залив а.з.	MONA	ORNL	KfK (Leistikow and Schanz)	AECL (Hayward and George)	Berkely (Kim and Olander)	Hofmann et al.	НИИАР (растворение)	НИИАР (окисление)	BOX (FZKA)	НИЦ КИ (окисление стали)	CORA-W2	CORA-15	PARAMETER-SF1	PARAMETER-SF2	PARAMETER-SF4	QUENCH-15	PHEBUS FPT1
Окисление оболочек твэлов и элементов конструкций из сплавов на основе Zr	+	+	+	+	+	+	_	-	_	-	+	_	_	+	+	+	+	+	+	+
Эвтектические взаимодействия материалов	+	+	+	_	_	_	_	_	_	_	-	_	_	+	0	_		_	-	0
Растворение UO2 и ZrO2 жидким металлическим Zr	+	+	+	-	-	-	+	+	+	+	-	-	-	+	0	+	0	0	0	+
Окисление стальных конструкций	+	+	+	-	Ι	-	Ι	-	-	-	1	-	+	-	1	-	I	-	_	_
Окисление материала поглощающего стержня В4С	+	_	+	-		-		1	-	-	1	+	Ι	0	-	-	1	-	-	-
Теплообмен излучением	+	+	+	-		-		1	-	-	1	-	Ι	0	0	0	0	0	0	0
Образование пористого дебриса в а.з.	+	+	+	-		-		1	-	-	1	-	Ι	0	0	0	1	0	-	0
Окисление пористого дебриса	+	+	+	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	0	0	0	1	0	-	0
Образование расплава в а.з.	+	+	+	-	_	_	_	_	_	_	_	_	_	+	+	+	-	+	—	0
Окисление расплава	+	+	+	-	-	-	+	+	+	+	_	-	_	+	+	+	_	+	-	0
Стекание и растекание расплава	+	+	+	-	-	-	-	_	_	-	_	-	_	+	+	+	_	+	-	0
Взаимодействие расплава с элементами и выгородкой а.з.	+	+	+	_	-	_	-	-	_	_	-	_	-	+	+	+	-	+	-	_

Таблица 4.7 - Основные хаг	актеристики экспериментов.	<ol> <li>воспроизволящих процессы разрушения а</li> </ol>	a.3.
		, воспроизводищих процессы разрушении	<i>u</i> . <i>J</i> .

Эксперимент	Характеристика эксперимента, изучаемые явления
Изотермические эксперименты Павела (ORNL)	Окисление циркония потоком пара при постоянных температурах 1274 К – 1777 К
Изотермические эксперименты Ляйстикова (KfK)	Окисления циркония потоком пара при постоянных температурах 1273 К – 1573 К и атмосферном давлении
Неизотермические эксперименты Ляйстикова (KfK)	Окисление циркония паром. Температурный режим экспериментов соответствовал сценарию: нагрев около 100 К/с до 1223 К - охлаждение около 25 К/с до 1023 К - повторный разогрев около 5 К/с – выдержка при постоянной температуре – охлаждение от 50 до 60 К/с. Температуры изотермической выдержки 1273К, 1373К, 1473К
НИИАР	Двустороннее окисление в паро-аргоновой смеси при постоянной температуре 1273 К, 1373 К, 1473 К облученных оболочек из сплава Zr1%Nb (отработавшие твэлы BBЭР)
Неизотермические эксперименты Хофманна (MONA)	Окисление циркония паром и взаимодействие UO <sub>2</sub> /Zry при избыточном внешнем давлении 4 МПа. Температурный режим «нагрев – выдержка при постоянной температуре – охлаждение». Различные скорости нагрева (охлаждения) и температуры отжига образца: dT/dt=±0,25 K/c, T= 1473 K -1873 K; dT/dt=±1 K/c, T=1473 K - 2073 K, dT/dt=±5 K/c, T= 1473 K - 2276 K, dT/dt=±10 K/c, T=1479 K - 2276 K
Изотермические тигельные эксперименты Хофманна (FzK)	Кинетика растворения диоксида урана в жидком цирконии. Цирконий плавился в тиглях из UO <sub>2</sub> . Исследовались фаза насыщения урана в расплаве и фаза выпадения керамических частиц. Основной геометрический параметр установки - отношение площади поверхности взаимодействия к объему расплава - A=S/V <sub>Zr</sub> =3,5 см <sup>-1</sup> . Температура изотермической выдержки T=2223 K, 2323 K, 2423 K, 2523 K
Изотермические тигельные эксперименты Hayward – George (AECL)	Кинетика растворения диоксида урана в жидком цирконии. Цирконий плавился в тиглях из топливных таблеток UO <sub>2</sub> , исследовалась фаза насыщения урана в расплаве. Основной геометрический параметр установки – отношение площади поверхности взаимодействия к объему расплава A=S/V <sub>Zr</sub> =7,3-7,7 см <sup>-1</sup> . Температура изотермической выдержки T=2273K, 2373K, 2473K
Изотермические тигельные эксперименты Kim - Olander (Berkely)	Кинетика растворения диоксида урана в жидком цирконии. Цирконий плавился в тиглях из UO <sub>2</sub> . Исследовались фаза насыщения урана в расплаве и фаза выпадения керамических частиц. Основной геометрический параметр установки - отношение площади контактной поверхности к объему циркониевого наполнителя A=S/V <sub>Z</sub> =10 см <sup>-1</sup> . Температура изотермической выдержки T=2273 K, 2373 K, 2473 K
Изотермические тигельные эксперименты НИИАР	Исследовалась кинетика одновременного растворения диоксида урана и диоксида циркония в жидком цирконии. В тигле из UO <sub>2</sub> , в центре которого располагался стержень из ZrO <sub>2</sub> , плавился металлический цирконий. Исследовались фаза насыщения урана в расплаве и фаза выпадения керамических частиц. Основной геометрический параметр установки - отношение площади контактной поверхности к объему циркониевого наполнителя - A=S/V <sub>Z</sub> составил порядка 3 см <sup>-1</sup> . Температура изотермической выдержки лежит в диапазоне 2373К - 2473К
Изотермические эксперименты НИЦ «Курчатовский институт»	Кинетика окисления образцов из стали 06Х18Н10Т в паровой среде в диапазоне температур 1073–1473 К: T=1073К – 30 минут, T=1273К – 5, 10, 30 минут, T=1473К – 5, 10, 30 минут
Эксперименты на установке BOX (FZK)	Изотермические и неизотермические эксперименты по окислению B <sub>4</sub> C в потоке паро-аргоновой смеси при температурах 1073–1773 К

Эксперимент	Характеристика эксперимента, изучаемые явления
CORA-W2	Поведение ТВС ВВЭР-1000 на начальной стадии повреждения а.з., влияние В4С на процесс повреждения а.з. В
	эксперименте представлены следующие процессы: окисление циркония в оболочках стержней и в кожухе сборки;
	механическое разрушение оболочек стержней; растворение цирконием топлива, эвтектические взаимодействия материалов
	поглощающего стержня, окисление B <sub>4</sub> C, плавление Zr, стекание расплава, окисление жидкого расплава
CORA-15	Поведение сборки из 23 топливных стержней с двумя поглотительными стержнями, в условиях ТА с потерей теплоносителя,
	влияние избыточного давления внутри топливных стержней (внутреннее давление около 6,0 МПа при давлении в системе 0,22 МПа). Максимальная температура оболочек в сборке около 2300 К. В эксперименте представлены следующие
	процессы: окисление циркония в оболочках стержней и в кожухе сборки, раздутие и разрыв оболочек, растворение топлива цирконием, эвтектические взаимодействия материалов поглощающего стержня, плавление Zr, стекание расплава, окисление
	жидкого расплава
Эксперимент PARAMETER-SF1 (НПО	Поведение перегретой модельной ТВС из 19 твэлов, укомплектованной конструкционными материалами РУ ВВЭР-1000, в
«ЛУЧ») [229]	условиях верхнего залива. Максимальные температуры в сборке на момент начала залива превышали 2270 К. Основными
	процессами, определяющими разрушение сборки, были процессы окисления и плавления оболочек твэлов, растворения
	топливных таблеток расплавом, стекания расплавленного металла вниз.
Эксперимент PARAMETER-SF2 (НПО	Поведение модельной ТВС из 19 твэлов, укомплектованной конструкционными материалами ВВЭР-1000, в условиях
«ЛУЧ»)	комбинированного залива водой после стадии предварительного окисления и разогрева. Температура оболочек на начало
	залива около 1770 К. Основными процессами, определяющими разрушение сборки, были процессы окисления.
Эксперимент PARAMETER-SF4 (НПО	Поведение модельной ТВС из 19 твэлов, укомплектованной конструкционными материалами ВВЭР-1000, в условиях
«ЛУЧ»)	нижнего залива после предварительного окисления в паре с последующим доступом воздуха. Температура оболочек на
	начало залива около 2000 К. Основные процессы, определяющие разрушение сборки: окисление и плавление оболочек
	твэлов в паре и воздухе, растворение топливных таблеток расплавом, стекание расплавленного металла.
QUENCH-15	Поведение перегретой модельной квадратной TBC PWR из 24 твэлов с оболочками из сплава Zirlo <sup>TM</sup> в условиях повторного
	залива водой снизу после стадии предварительного окисления и разогрева до ~2155 К. Основными исследуемыми
	процессами были процессы окисления и повторного смачивания оболочек твэлов при заливе водой.
PHEBUS FPT1	Поведение перегретой модельной TBC PWR из 18 выгоревших и 2 свежих твэлов с оболочками из циркониевого сплава, а
	также поглощающего стержня на основе серебра при ядерном нагреве в потоке чистого пара. Стадия предварительного
	окисления отсутствовала. Достигнутая температура около 2600 К. Основными исследуемыми процессами были окисление и
	перемещение материалов, выход продуктов деления.

# 4.3 Матрица валидации для моделирования теплофизических процессов в напорной камере реактора на этапе удержания кориума

Матрица валидации интегрального ТА кода в части моделирования теплофизических процессов в НКР на стадии внутрикорпусного удержания расплава приведена в таблице 4.8. В таблице 4.9 приведен перечень включенных в валидационную базу экспериментов и аналитических тестов. Для каждого эксперимента (теста) приведены ключевые процессы и условия, при которых они наблюдались.

Эксперименты MAGICO были предназначены для изучения процесса перемешивания с водой и погружения на дно холодных и горячих частиц, моделирующих фрагментировавший расплав.

В экспериментах FARO исследовалось взаимодействие струи жидкого расплава UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> с водой, включая фрагментацию, перемешивание и последующее охлаждение.

Эксперименты BALI [231] предназначены для валидации модели естественной конвекции в тепловыделяющей жидкости в представительных условиях – гомогенный кориум или оксидный слой нормально расслоенного кориума на днище корпуса реактора.

Эксперимент №29 из проекта RASPLAV-A-SALT [232], [233] был использован для верификации модели конвективной теплопередачи от тепловыделяющей жидкости к охлаждаемой криволинейной стенке в условиях, приближенных к характерным условиям для оксидного кориума в нижней части корпуса реактора на поздней стадии ТА с плавлением а.з.

В виду недостаточного объёма экспериментальных исследований для процессов на этой стадии аварии в матрицу валидации были также включены аналитические решения модельных задач.

Для определения погрешностей, представленных в Аттестационном паспорте СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3, использовались результаты валидации на данных следующих экспериментов:

– BALI – максимальная температура расплава, отнесенная к измеренному максимальному перегреву относительно средней температуры внутренней поверхности стенки корпуса реактора;

– BALI, RASPLAV-A-SALT – максимальная плотность теплового потока на боковую криволинейную стенку корпуса реактора.

# 4.4 Матрица валидации для моделирования процессов под гермооболочкой

Матрица интегральных экспериментов и экспериментов по исследованию отдельных явлений, которые могут быть рекомендованы для валидации теплогидравлических моделей процессов под ГО в составе интегральных ТА кодов, приведена в таблице 4.10. При разработке матрицы валидации учтены данные отчета ОЭСР [234]. Краткий обзор использованных интегральных экспериментов приведён в таблице 4.11.

Кроме экспериментов, матрица валидации содержит также аналитические тесты и модельные задачи, в которых проверяется сохранение баланса массы, импульса и энергии (конденсация пара в объёме и на стенке, переход из неравновесного состояния в равновесное, межфазные взаимодействия при разной межфазной границе и т.п.).

Для определения погрешностей, представленных в Аттестационном паспорте COKPAT-B1/B2, использовались результаты валидации на следующих экспериментах:

– FPT-1 (PHEBUS), РЕ1 и РЕ2 (PANDA), VANAM M3 (BMC), CASP-3 (AAEC Lucas rig), M-7-1 (NUPEC) – давление под ГО;

– PE1 и PE2 (PANDA) – мольные доли компонент газовой смеси в атмосфере под ГО.

			Ст	адия				Аналити	ические	тесть	I	Э	кспер	имент	Ъ
лаR лаR "0"	ение на стадии: "+" – проявляется "0" – может проявляться "-" – не проявляется ение в эксперименте (тесте): "+"– наблюдалось, и данные измерений достаточны для валидации / верифицируется на базе аналитического решения - могло иметь место, но данные отсутствуют или недостаточны для валидации "-" – не наблюдалось	Поступление расплава в НКР, взаимодействие расплава с водой	Формирование слоя пористого дебриса, выпаривание воды в НКР	Разогрев дебриса, формирование бассейна пасплава в НКР	Стратификация бассейна расплава	Тепловое разрушение корпуса реактора вытекание расплава	Нестационарная теплопроводность в однородной изотропной среде при постоянных граничных условиях	Радиационный теплообмен зеркала расплава с ВКУ	Радиационный теплообмен двух вложенных цилиндров	Задача Стефана	Определение плотности теплового потока из металлического слоя в боковую стенку	MAGICO	FARO	RASPLAV-A-SALT №29	BALI
	Взаимодействие расплава с водой	+	+	_	-	_	_	-	_	_	_	+	+		_
	Конвективный теплообмен на границе с теплоносителем	0	+	+	0	0	+	_	_	—	-	+	+		—
	Радиационный теплообмен	_	+	+	+	+	_	+	+	-	+	-	-		—
ние	Нестационарная теплопередача в неоднородном твердом материале	_	+	+	+	+	+	_	_	+	_	+	+		—
зле	Конвективный теплообмен в ТЖ	_	-	0	+	+	_	_	_	-	+	-	-	+	+
яI	Конвекция в ТЖ с образованием корки на холодной стенке	_	-	0	+	+	_	_	_	_	0	_	_		+
	Конвективный теплообмен в расслоенном расплаве	-	-	—	+	+	-	-	—	-	+	_	-	+	+
	Плавление корпуса на границе с расплавом	-	-	—	+	+	-	-	—	+	0	_	-		_
	Состав расплава при переходе урана в металлический раствор	—	-	—	+	+	-	—	_	-	-	_	—		_

# Таблица 4.8 - Матрица валидации для теплофизических процессов в НКР (на примере ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2)

Таблица 4.9 - Основные характеристики экспериментов и тестов на стадии удержания расплава в корпусе реактора

Характеристика эксперимента (аналитического теста)	Исследуемые явления
Аналитический тест: нестационарная теплопроводность в	граничный теплообмен горячего материала с водой;
однородной изотропной среде при постоянных граничных	нестационарная теплопередача в твердом материале
условиях	
Аналитический тест: радиационный теплообмен зеркала	Теплопередача излучением от поверхности расплава к вышележащим
расплава с ВКУ	конструкциям
Аналитический тест: радиационный теплообмен двух	Теплообмен излучением от наружной стенки корпуса реактора к стенке
вложенных цилиндров	бетонной шахты
Аналитический тест: задача Стефана	Тепловое разрушение (проплавление) корпуса
Аналитический тест: определение плотности теплового	Конвективная теплопередача в металлическом слое при расслоении бассейна
потока из металлического слоя на боковую стенку	расплава, эффект фокусировки теплового потока
MAGICO	Процесс перемешивания облака холодных (20 °C) и горячих (1500 °C) частиц,
	моделирующих фрагментировавший расплав, с водой в бассейне различной
	глубины
FARO	Взаимодействие струи жидкого расплава UO <sub>2</sub> -ZrO <sub>2</sub> (при температуре 3023-3073
	К) с насыщенной водой в сосуде, включая фрагментацию, перемешивание и
	последующее охлаждение
RASPLAV-A-SALT	Теплопередача при конвекции ТЖ в полусферическом сосуде
BALI	Конвективная теплопередача в расслоённом расплаве

Явления	Интегральные эксперименты							
<ul> <li>не наблюдалось или отсутствуют достоверные данные измерений;</li> <li>наблюдалось, и данных измерений достаточны для валидации;</li> <li>о наблюдалось, но данных недостаточно для валидации</li> </ul>	PHEBUS FPT-1 (ISP-46)	NUPEC M-7-1 (ISP-35)	BMC VANAM M3 (ISP-37)	LHRL CASP3 (ISP-3)	PANDA PE1/PE2			
Стратификация среды	-	-	+	0	+/+			
Перемешивание в газе, вызванное импульсом	-	0	0	+	+/+			
Перемешивание в газе, вызванное плавучестью	0	+	+	-	-/-			
Теплообмен при вынужденной конвекции	0	0	0	+	+/+			
Теплообмен при естественной конвекции	+	0	0	-	0/0			
Конденсация пара на стенах или поверхностях теплообменников	+	-	+	+	+/-			
Теплообмен излучением	0	-	-	-	0/+			
Теплопроводность в стенах	0	0	0	+	0/0			
Тепломассообмен при работе спринклерных систем	-	+	-	-	+/+			
Тепломассообмен в приямке	-	0	0	0	0/0			

Таблица 4.10 - Матрица валидации теплогидравлических процессов и явлений под ГО при ТА

Эксперимент	Описание эксперимента	Описание установки	Проверяемые модели и явления
Phebus FPT1	Интегральный эксперимент. Изучается разрушение сборки твэлов с облученным топливом, выход водорода, поведение продуктов деления и конструкционных материалов в реакторной установке и под ГО	Установка Phebus (Франция) представляет модель реактора PWR 900 МВт в масштабе 1/5000 по первому контуру и ГО. ГО представлена стальным сосудом без внутренних перегородок, с подогреваемыми стенками и приямком с водой. Для воспроизведения конденсации на холодных стенах ГО используются конденсаторы	Согласованное моделирование разрушения ТВС в условиях ТА и процессов под ГО. Проверка взаимодействия модулей кода, описывающих контурную и контейнментную теплогидравлику, моделей поверхностной конденсации, поверхностного теплообмена и ЕЦ в свободном объеме под ГО. При сопряженных расчётах с внешним контейнментным кодом (АНГАР) – проверка интерфейса кода СОКРАТ к внешним контейнментным кодам
САЅР-3 [295] (стандартная задача АЯЭ ОЭСР №3)	Эксперимент по исследованию отдельных явлений. Направлен на изучение конденсации пара и изменения давления под ГО на начальном этапе быстрого истечения теплоносителя при аварии с большой течью	Установка Лукасской научной лаборатории (Австралия) – упрощенная маломасштабная модель ГО из двух помещений. ГО выполнена из стали, без теплоизоляции. Свободный объем составляет ~1,8 м <sup>3</sup> , общая высота внутреннего свободного объема ~3 м. Отношение площади внутренней поверхности к объему равно 8	<ul> <li>модель пристеночной конденсации в присутствии неконденсируемого газа при больших расходах инжектируемого теплоносителя;</li> <li>транспорт газа между помещениями за счет перепада давления</li> </ul>
M-7-1 (ISP-35)	Интегральный эксперимент. Изучается динамика давления, распространение водорода и парогазовой смеси по помещениям ГО в условиях малой течи из одной из четырех ниток ГЦТ в боксе ПГ, с учётом работы спринклерной системы	Установка NUPEC (Japan Nuclear Power Engineering Corporation, Япония) является моделью японского проекта PWR, линейный масштаб 1:4. ГО выполнена из стали, снаружи покрыта теплоизоляцией. Внутренние стены также изготовлены из стали. Свободный объём 100 м <sup>3</sup> , высота 17,4 м, внутренний диаметр 10,8 м. внутренний объём разделён на 25 помещений.	<ul> <li>модель конденсации (испарения) на спринклерных каплях;</li> <li>подход к оценке эффективной скорости движения теплоносителя, обусловленной передачей части импульса от спринклерных капель к газовой фазе в подкупольном пространстве;</li> <li>корреляции для коэффициентов теплоотдачи;</li> <li>образование многосвязных контуров ЕЦ в системе герметичных помещений и перемешивание, вызванное плавучестью.</li> </ul>
VANAM M3 (ISP-37)	Интегральный эксперимент. Изучается, прежде всего, эффект гигроскопических аэрозолей, а также теплогидравлические процессы в объёме под многобоксовой ГО (температура, давление, распределение газов). Наблюдалась стратификация при высоком положении источника пара, перемешивание при низком положении источника	Установка ВМС (Battelle Model Containment, Германия) – модель ГО объемом 626 м <sup>3</sup> из 9 помещений. Выполнена из бетона. Имеет цилиндрическую форму, высота 12,5 м, диаметр 12 м. Форма купола – плоская, объем купольной части 260 м <sup>3</sup> . Уменьшенная модель ГО РУ РWR Biblis B, объемный масштаб 1/64, высотный масштаб 1/5. Отношение площади внутренней поверхности к объему составляет ~2	<ul> <li>возможность моделировать температурную и концентрационную стратификацию атмосферы в системе связанных помещений, вызванную верхней инжекцией горячего пара;</li> <li>возможность моделировать перемешивание атмосферы в системе связанных помещений, вызванное нижней инжекцией горячего пара;</li> <li>пристеночная конденсация;</li> <li>конвективный теплообмен при естественной и вынужденной конвекции;</li> <li>теплопроводность в бетонных стенах.</li> </ul>

Таблица 4.11 - Обзор экспериментов для валидации контейнментного модуля в составе интегрального ТА кода

Эксперимент	Описание эксперимента	Описание установки	Проверяемые модели и явления				
РЕ1 (проект	Интегральные эксперименты.	Эксперимент проведен на установке PANDA	- модель пристеночной конденсации в присутствии				
ERCOSAM-	Направлены на изучение	(Швейцария) в конфигурации из двух стальных	неконденсируемого газа;				
SAMARA,	стратификации легкого газа в	сосудов, соединённых трубопроводом. Сосуды	- модели течения теплоносителя;				
2010-2014 гг)	условиях, характерных для ТА,	покрыты теплоизоляцией. Объем каждого сосуда	- возможность моделировать температурную и				
	и ее разрушения работой	90 м <sup>3</sup> , высота 8 м, диаметр 4 м. Установка	концентрационную стратификацию атмосферы, вызванную				
	спринклерной системы.	оснащена современными средствами измерений,	инжекцией пара и легкого газа;				
	Проведены в условиях,	позволяющими получать данные высокого	- возможность моделировать перемешивание атмосферы,				
	учитывающих масштабный	временного и пространственного разрешения	вызванное работой спринклерной системы;				
	фактор	(CFD – качества)	- модель конденсации пара на водяных каплях при работе				
			спринклерной системы,				
			- подход к оценке эффективной скорости движения				
			теплоносителя, обусловленной передачей части импульса от				
			спринклерных капель к газовой фазе				
PE2			<ul> <li>модели теплообмена со стенкой конвекцией и излучением;</li> </ul>				
(проект			- модели течения теплоносителя;				
ERCOSAM-			- возможность моделировать температурную и				
SAMARA,			концентрационную стратификацию атмосферы, вызванную				
2010-2014 гг.)			инжекцией пара и легкого газа;				
			- возможность моделировать перемешивание атмосферы,				
			вызванное работой спринклерной системы;				
			- модель конденсации пара на водяных каплях при работе				
			спринклерной системы,				
			- подход к оценке эффективной скорости движения				
			теплоносителя, обусловленной передачей части импульса от				
			спринклерных капель к газовой фазе				

# 4.5 Матрица верификации для моделирования радиационных процессов

## 4.5.1 Модель нейтронной кинетики

Матрица верификации модели нейтронной кинетики представлена в таблице 4.12. Целью проведения тестовых расчетов является подтверждение корректности физических моделей, устойчивости и точности численной схемы решения уравнений нейтронной кинетики. Для верификации модели используется набор тестовых задач, имеющих аналитическое решение. Эти тестовые задачи не использовались для определения погрешностей, представленных в Аттестационном паспорте, т.е фактически представляют собой верификационные, а не валидационное задачи.

Задача №	Характеристика
1, 2	ввод положительной реактивности ρ = 0,1β и ρ = 0,2β. Результаты
	сопоставляются с решением системы уравнений для точечной кинетики в 6-и
	групповом приближении методом Рунге-Кутта
3, 4	ввод отрицательной реактивности ρ = 0,1β и ρ = 0,2β. Результаты
	сопоставляются с решением системы уравнений для точечной кинетики в
	шестигрупповом приближении методом Рунге-Кутта
	ввод отрицательной и положительной реактивности ρ = -0,2β и ρ = 0,2β.
5,6	Результаты сопоставляются с аналитическим решением в одногрупповом
	приближении
	ввод отрицательной реактивности, сопоставимой с эффектом АЗ, и
	положительной реактивности, равной доле запаздывающих нейтронов
7, 8	(моделирование разгона на мгновенных нейтронах): $\rho = -20\beta$ и $\rho = 1\beta$ .
	Результаты сопоставляются с аналитическим решением в одногрупповом
	приближении

Таблица 4.12 – Матрица верификации модуля нейтронной кинетики

## 4.5.2 Накопление ПД в топливе

Для валидации модуля нуклидной кинетики используется сопоставление результатов расчетов с результатами, полученными с помощью аттестованных или прецизионных ПрЭВМ для ТВС, облучаемых в а.з. ВВЭР. В частности, такими ПрЭВМ являются код РАДИОНУКЛИД, коды семейства ORIGEN. В случае использования кода ORIGEN представляет также интерес кросс-верификация с данными, полученными JAEA (Япония) для топлива в активных зонах и бассейнах выдержки энергоблоков 1-4 АЭС Фукусима-1 [235]. В кросс-верификационных расчетах сравниваются массовые доли, активность и остаточная мощность изотопов ПД и актиноидов.

Объём общедоступных на данный момент экспериментальных данных собран в базе данных АЯЭ ОЭСР SFCOMPO 2.0 [236]. В этой базе содержатся результаты измерений относительных изотопных концентраций (кг/кгU) и коэффициентов фракционирования в образцах отработавшего ядерного топлива, облученного в энергетических реакторах, с историей эксплуатации и проектными данными и ссылками на исходные источники информации.

Для валидации моделей нуклидной кинетики применительно к ВВЭР рассмотрен фиксированный перечень нуклидов (актиноидов и ПД), составленный из соображений представительности с точки зрения радиационной значимости и важности для химических реакций внутри топлива. Поскольку данные по рассматриваемым нуклидам в ряде библиотек базы SFCOMPO2.0 частично отсутствуют, был составлен набор библиотек, полностью покрывающий рассматриваемый перечень нуклидов. При выборе библиотек учитывались следующие критерии:

- облучение в реакторах типа ВВЭР и PWR;
- топливо UO<sub>2</sub>;
- выгорание от 10 до 60 MBт×сут/кгU;
- полнота данных.

Перечень нуклидов и набор библиотек приведены в таблице 4.13, где знаком «+» отмечены нуклиды, данные по которым содержатся в соответствующих библиотеках. Для удобства библиотекам присвоены условные названия в соответствии с названием реактора, где облучалось топливо.

Нуклид/ Библиотека	Balakovo-3	Gosgen-1	Vandellos-2	Genkai-1	Novovoronezh-5	Kalinin-1	TMI-1
<sup>235</sup> U	+	+	+	+	+	+	+
<sup>238</sup> U	+	+		+	+	+	+
<sup>140</sup> Ce	_	_	+	_	_	_	+
<sup>142</sup> Ce	—	_	+	_	_	_	+
<sup>133</sup> Cs	_	+	+	_	_	—	+
<sup>134</sup> Cs	—	+	+	+	_	_	+
<sup>135</sup> Cs	—	+	+	_	—	_	+
<sup>137</sup> Cs	_	+	+	+	+	_	+
<sup>129</sup> I	_	+	_	_	_	_	_
<sup>95</sup> Mo	—	+	_			_	+
<sup>143</sup> Nd	+	+	+	_	—	+	+
<sup>144</sup> Nd	+	+	+	_	—	+	+
<sup>145</sup> Nd	+	+	+	_	—	+	+
<sup>146</sup> Nd	+	+	+	_	_	+	+
<sup>148</sup> Nd	_	+	+	_	+	+	+
<sup>150</sup> Nd	_	+	+	_	_	_	+
<sup>101</sup> Ru	_	+	_	_	_	_	_
<sup>90</sup> Sr	_	+	_	_	_	_	_
<sup>153</sup> Eu	_	+	+	_	_	_	+
<sup>154</sup> Eu	_	+	+	+	_	_	+
<sup>155</sup> Eu	_	+	+	_		_	+
<sup>139</sup> La	_	_	+	_	_	_	_
<sup>x</sup> Xe/ <sup>y</sup> Xe <sup>*</sup>	_	_		+		_	_
* Kr/yKr*	_	_	_	+	_	-	

Таблица 4.13 – Перечень нуклидов и библиотек, рассматриваемых в рамках валидации

<sup>\*</sup> – под верхними индексами «х» и «у» понимаются номера изотопов Хе и Kr, либо элемент в целом и тогда индекс опускается.

Выбранный перечень данных из библиотек, приведенных в таблице 4.13, включает 21 топливный образец. Подробное описание образцов приведено в таблице 4.14. Под временем выдержки понимается период времени от конца облучения топлива в реакторе до начала проведения измерений.

-								
Реактор	Balakovo-3	Gosgen-1	Vandellos-2	Genkai-1	Novovoronezh-5	Kalinin-1	TMI-1	
РУ	ВВЭР	PWR PWR		PWR BBЭP		ВВЭР	PWR	
Число	2	2	1	1	0	5	1	
образцов	2	2	1	1	9	5	1	
Начальное								
обогащение,	4,4	4,1	4,5	3,415	4,4	3,6; 4,4	4,01	
%								
Выгорание, МВт×сут/кг	45,6; 47,3	29,1;52,5	43,5	38,7	21,1–51,7	13,5–16,6	52,1	
Π		28.01.99	03.01.07			17.06.89	13.05.13	
Дата	24.09.93	_	_	26.01.88	01.01.91	—	_	
измерении		09.12.99	01.03.07			10.11.99	22.11.13	
Время						0**. 9 5.		
выдержки,	1,13	1,93	6,29	8,98	6,6	0, 8, 3;	17,86	
год						10,4		

Таблица 4.14 – Описание топливных образцов

\* – для топливных образцов, для которых в библиотеках не указаны даты проведения измерений, принималась дата публикации результатов измерений.

\*\* – даты конца облучения и публикации результатов измерений в библиотеке совпадают.

Для определения погрешностей, представленных в Аттестационном паспорте СОКРАТ/ВЗ, использовались результаты кросс-верификации с ПрЭВМ РАДИОНУКЛИД по актиноидам (поскольку на момент выполнения расчётов РАДИОНУКЛИД был аттестован только для актиноидов) и с данными SFCOMPO 2.0 по продуктам деления.

#### 4.5.3 Выход ПД из твердого топлива

Для валидации в составе интегрального ТА кода для ВВЭР моделей, описывающих процессы накопления, миграции продуктов деления (ПД) в твердом топливе, и их выхода в открытую пористость и в газовый зазор, рекомендуются следующие эксперименты:

- VI-1,-2,-3,-4,-5,-6 из серии HI-VI (ORNL) [237] - [243],

- VERCORS-1,-2,-3,-4,-5 (CEA-CENG) [244] - [250],

- Серия VEGA,
- Серия VERCORS-HT,
- Ceрия VERDON.

Основные особенности рассматриваемых экспериментов состоят в следующем:

 во всех тестах использовались образцы отработанного топлива с выгоранием 4–5%, причем это были фрагменты топливных стержней с неокисленной или частично окисленной циркониевой оболочкой;

– образцы нагревались до температур 2000–2700 К и отжигались при максимальных температурах в течение периода длительностью от 0,5 до ~2 часов. Сценарии большинства экспериментов включали, кроме основного отжига, одно (или несколько) температурных плато, в течение которых происходило окисление циркониевой оболочки, как правило, в чистом паре;

- высокотемпературный отжиг производился в атмосфере различных составов (от окислительной до восстановительной).

В экспериментах исследовалось поведение топлива при температурах, характерных для ТА, и измерялся выход ПД как функция времени. В частности, почти во всех тестах фиксировался выход Xe, Cs, I, Mo, Ba и Sb, в тестах VI-3,5,6 и VERCORS-4,5 - выход Sr, Eu и Ce, выход Ru наблюдался в VI-3 и VERCORS-3,4,5. В таблице 4.15 приведены

краткие условия проведения каждого из экспериментов, включенных в матрицу валидации.

	Эксперимент											
Условия эксперимента			V	Ί	VERCORS							
	1	2	3	4	5	6	1	2	3	4	5	
Материал топлива и	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> ,	UO <sub>2</sub> ,	
оболочки	Zr	Zr	Zr	Zr	Zr	Zr	Zr	Zr	,Zr	Zr	Zr	
Bec (UO <sub>2</sub> ), г	109	82	81,1	78,2	80,8	81,5	23,1	23,1	23,1	23,1	23,1	
Глубина выгорания, %	4,4	4,8	4,6	5,2	4,6	4,4	4,7	4,2	4,1	4,1	4,1	
Диаметр зерна, мкм	9,2	12	12	12	12	12	8	15	15	15	15	
Скорость нагрева- охлаждения, К/с	1–0,6	0,8	0,3- 0,3	0,7– 1,1	1,1– 1,2	0,8– 0,6	1	~1	~1	~1	~1	
Температура на плато, К	1410, 2020, 2300	1273, 2300	2000, 2700	1660, 2440	1620, 2015, 2720	1415, 2310	2130	1050, 1250, 1500, 1750, 2150	773, 1523, 2570	773, 1523, 2573	673, 1075, 1273, 1573, 2573	
Время выдержки на плато, минуты	20, 20, 20	5, 60	20, 20	23, 20	20, 20, 20	15, 60	17	25, 10, 30, 25, 13	25, 60, 15	25, 67, 30	75, 35, 25, 80, 30	
Состав атмосферы на высокотемпературном плато	H <sub>2</sub> O, He	H <sub>2</sub> O, He	H <sub>2</sub> O, He	Н2, Не	Н2, Не	H <sub>2</sub> O, H <sub>2</sub> , He	H <sub>2</sub> O, H <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O, H <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O, H <sub>2</sub>	$H_2$	H <sub>2</sub> O	

Таблица 4.15 – Матрица валидации модели выхода ПД и актинодидов из топлива UO2

Выбор этих экспериментов для валидации обусловлен их соответствием следующим критериям:

– прототипность ожидаемым условиям при ТА на РУ и БВ ВВЭР (геометрия твэльных образцов, материалы, степень выгорания топлива, температурные режимы, состав атмосферы вокруг твэльных образцов);

– компактность установки и объём измерений, обеспечивающие возможность исследования процесса выхода ПД из топлива (в том числе, динамики выхода) отдельно от процессов коагуляции, переноса и осаждения ПД в контурах (в отличие от, например, интегрального эксперимента Phebus FPT1);

– качество инструментального оснащения и выполненных измерений (выбранные эксперименты использовались для разработки корреляций по выходу ПД из топлива для тяжелоаварийных кодов, таких как MELCOR);

– наличие измерений для всех классов ПД (РБГ, летучие, мало- и среднелетучие);

– диапазон измерения долей ПД, вышедших из топлива (от нескольких десятков процентов до полного выхода);

– достаточно подробное описание экспериментов в открытых источниках.

Результаты экспериментов VI 1-6 и VERCORS 1-5 использовались для определения погрешностей модели выхода ПД из топлива, представленных в Аттестационном паспорте COKPAT/B3.

Для валидации модели выхода ПД из топлива в воздушной среде, из МОХ-топлива и из топлива высокого выгорания (72 МВт\*сут/кгU) целесообразно использовать результаты экспериментов VI-7, VEGA-M1 и VERDON-1, соответственно.

#### 4.5.4 Выход ПД из ванны расплава

Отдельная матрица валидации разработана для процессов выхода паров ПД с поверхности ванны расплава, а также для выброса аэрозолей в результате разрыва пузырей на поверхности расплава (последнее характерно для внекорпусной стадии взаимодействия расплава с бетоном), таблица 4.16.

В эксперименте COLIMA CA-U3 [251] наблюдался выход аэрозолей слаболетучих ПД и КМ из расплава оксидного кориума, характерного для поздней стадии ТА на АЭС с ВВЭР в восстановительной (He + 2% H<sub>2</sub>) среде.

В эксперименте EVAN-1FP (EV1) [252] происходил выход ПД и КМ из расплава недоокисленного кориума при температуре 2800-3000 К в аргон-кислородной атмосфере, имитирующей окисление в воздухе.

Серия экспериментов MASCA (MA-5, MA-5b, MA-7) [253], [254] позволяет валидировать модели выхода паров ПД с поверхности расплава в НКР. Эксперименты были направлены на изучение кинетики процесса испарения компонентов расплава а.з. и KM (UO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>, компоненты стали) из ванны расплава в инертной (в случае MA-5, MA-5b) и в воздушной (MA-7) средах. В эксперименте MA-9 исследовалось испарение ПД и KM с поверхности ванны расплава кориума в парогазовой (окислительной) среде. Данный процесс относится к одним из основных механизмов формирования источника аэрозолей из расплава в УЛР во время TA.

Для оценки погрешностей прогноза интенсивности относительного выхода элементов средне- и малолетучих ПД и КМ из ванны расплава топлива использовались результаты валидации СОКРАТ/ВЗ на данных экспериментов EVAN-1FP(EV1).

		Объект Эксперимент									
Явления "+" — присутствует (данные применимы) "0" — возможно (данные не используются) "-" — не наблюдается	AJLY	Бетонная шахта реактора	ACE L2	ACE L4	SURC-4	EVAN-1FP (EV1)	COLIMACA-U3	MA 5	MA 5b	MA 7	MA 9
Испарение ПД и КМ непосредственно с поверхности расплава	+	0	-	-	-	+	+	-	-	-	-
Выход ПД и КМ из расплава в инертной атмосфере	-	-	0	0	0	-	-	+	+	+	-
Выход ПД и КМ из расплава в окислительной атмосфере	+	0	0	0	0	+	-	-	-	-	+
Выход аэрозолей ПД и КМ из объема расплава кориума при барботаже газов		+	0	+	+	-	-	-	-	-	-

Таблица 4.16 - Матрица валидации процессов выхода ПД на внутрикорпусной стадии ТА (в корпусе реактора) и на внекорпусной стадии ТА (в УЛР и бетонной шахте)

### 4.5.5 Перенос и осаждение ПД в первом контуре и в ГО

Для валидации моделей переноса ПД разработан и апробирован при валидации СОКРАТ/ВЗ набор тестов, включающий аналитические задачи, валидационные тесты по
отдельным явлениям, интегральные тесты. Полный перечень валидационных тестов и их краткая характеристика представлены в таблице 4.18.

Для определения погрешностей в Аттестационном паспорте СОКРАТ/ВЗ использовались результаты валидации на данных следующих экспериментов:

– Marviken-V АТТ-4 – осаждение аэрозолей ПД и КМ в первом и втором контуре РУ;

– PHEBUS FPT1 – источник массы ПД из первого контура под ГО или в окружающую среду (при байпассировании ГО), массовая концентрация взвешенных ПД в атмосфере под ГО (в приближении монодисперсных однокомпонентных аэрозолей);

– VANAM – массовая концентрация взвешенных гигроскопичных аэрозолей под ГО (при многокомпонентном полидисперсном приближении).

# 4.6 Матрица валидации для моделирования теплогидравлических и термохимических процессов в расплаве на внекорпусной стадии ТА

Матрица валидации для моделей теплогидравлических и термохимических процессов на внутрикорпусной стадии ТА и на внекорпусной стадии ТА в УЛР и в бетонной шахте или на дне БВ, включая взаимодействие расплава с ЖМ, расплава с бетоном, представлена в таблице 6.5.

Эксперименты BAFOND [255] воспроизводят конвективный теплооперенос в тепловыделяющей жидкости в цилиндрической геометрии с малым аспектным отношением в условиях, характерных для оксидного расплава в УЛР.

Взаимодействие расплава с ЖМ исследовалось в отечественных экспериментах серии SACR, проведённой НИТИ им. А.П. Александрова в рамках обоснования выбора ЖМ для УЛР Тяньваньской АЭС [256], [257]. В серии SACR исследовалось взаимодействие частично и полностью окисленного кориума с ЖМ с различной пористостью и долей гематита.

В экспериментах ACE L2 [258] и L4 [259], [260] исследовались теплогидравлические явления и химические процессы, происходящие на внекорпусной стадии TA при взаимодействии расплава кориума с прототипным (силикатным и серпентинитовым) бетоном: теплообмен между расплавом и бетоном, термическое разложение бетона с высвобождением воды и  $CO_2$  и его абляция, химические взаимодействия между компонентами расплава и бетона, в том числе окисление циркония с образованием H<sub>2</sub> и CO, конвекция в расплаве, образование аэрозолей и выход ПД.

Взаимодействие расплава с бетоном применительно к взаимодействию металлического расплава с продуктами разложения бетона наблюдалось в эксперименте SURC-4 [261].

Для определения погрешностей, представленных в Аттестационном паспорте COKPAT/B3, использовались результаты валидации на следующих экспериментах:

– BAFOND – максимальная температура расплава в корпусе УЛР, отнесенная к измеренному максимальному перегреву относительно средней температуры внутренней поверхности стенки УЛР;

– ACE-L4 – выход водорода вследствие взаимодействия расплава с бетоном УЛР, выход СО вследствие взаимодействия расплава с бетоном, скорость проплавления бетонного основания, выход ПД и КМ при взаимодействии расплава с бетоном;

– SACR-8 и SACR-9 – скорость абляции ЖМ недоокисленным кориумом (С30, С70).

Также для оценки погрешности максимального теплового потока на внешней поверхности корпуса УЛР и массового расхода водяного пара из УЛР использовалась кросс-верификация СОКРАТ/ВЗ с автономным аттестованным кодом НЕFEST-УЛР (НИЦ «Курчатовский институт»).

	<b>T</b>	Отлельные эффекты (эксперимент, аналитический тест)									Интегральные тесты									
Явление в эксперименте: "+" - присутствует (данные применимы) "0" - возможно (данные не используются) "–" - не наблюдается	Осаждение аэрозолей при постоянной скорости осаждения	Аналитический тест (ядро коагуляции не зависит от размера частиц)	Аналитические тесты для модели осаждения в гибах труб	Аналитический тест (конденсация водяного пара / паров ПД)	Перенос ПД по помещениям	Аналитический тест (ядро Головина)	TsaiC-J., LinJ-S.	D.S. Kim, S.H. Park	K. Okuyama	AHMED	BKM-1-1	BKM-2	AHMED (c CsOH)	цкти	TYBA	PHEBUS FPT1	Marviken V ATT-4	FALCON ISP1, ISP2	VANAM	Тяжёлая авария на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1
Гравитационное осаждение		-	-	-	-	+	-		-	+	+	+	+	-	+	-	+	+	-	+
Диффузионное осаждение в ламинарном потоке	+	-	-	-	-	-	+	-	-	-	-	-	-	+	-	-	-	-	-	+
Диффузионное осаждение в турбулентном потоке	+	-	-	-	-	-	+	-	-	-	-	-	-	+	0	0	+	+	0	+
Турбофорез	+	-	-	-	-	-	+	-	-	-	-	-	-	+	+	+	+	+	+	+
Термофорез	+	-	-	-	-	-	+	-	-	-	+	0	-	+	+	0	+	+	0	+
Диффузиофорез		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	+	-	-	0	-	+	+	-	+
Коагуляция (гравитационная, броуновская,		+		_	_			+	+	0	0	0	0	+	+	0	+	+	0	+
турбулентная)										v	U	v	0			v			v	
Осаждение в гибах труб	+		+	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	0	-	+	-	-	0
Конденсация	-	-	-	+	-	-	-		-	-	-	+	+	-	+	-	-	-	-	+
Гигроскопичность аэрозольных частиц	-	-	-	-	-	-	-		-	-	-	+	+	-		-	-	-	-	0
Перенос по помещениям		+	+	-	+	+	+	-	-	-	-	-	-	-	+	+	+	+	+	+

# Таблица 4.17 – Матрица валидации моделей переноса ПД и КМ на примере кода СОКРАТ/ВЗ

	,			
Таблица 4 18 – Перечень	валилационных исслеловании	и лля блока перенос	а ЦЛ и характеі	мстики молепируемых явлений
ruomigu mo rieperend	вазнідационных неследованні	и дзілі озгона переное	a IIA II Mapakio	she man medesmb lembar apprenting

Эксперимент (тест)	Исследуемые явления							
Аналитические тесты								
Осаждение аэрозолей с постоянной скоростью [215]	Исследуется точность моделирования осаждения аэрозолей путем сравнения с известным аналитическим решением для распределения концентрации аэрозолей по длине канала.							
Коагуляция для ядра, не зависящего от размера частиц	Расчеты с использованием модели однокомпонентной коагуляции сравниваются с аналитическим решением для коагуляции аэрозолей в случае независящего от размера частиц ядра коагуляции							
Коагуляция для ядра Головина	Расчеты с использованием модели многокомпонентной коагуляции сравниваются с аналитическим решением для коагуляции аэрозолей в случае ядра коагуляции, пропорционального сумме масс частиц (ядро Головина)							
Осаждение в гибах труб	Выполняется сравнение результатов численных расчетов с аналитической зависимостью в случае постоянной скорости несущей среды и монодисперсных аэрозолей							
Конденсация водяного пара, паров ПД	Расчеты с использованием модели многокомпонентного роста аэрозолей с аналитическим решением, полученным для крупных капель, растущих в диффузионном режиме							
Перенос ПД по помещениям	Результаты расчетов процессов переноса многокомпонентных аэрозолей по связанным между собой помещениям сравниваются с аналитическими решениями							
	Тесты по отдельным явлениям							
Tsai C-J., Lin J-S. [262]	Исследуется процесс осаждения ПД в каналах при ламинарных и турбулентных режимах течения. Осаждение аэрозолей за счет броуновской и турбулентной диффузии, турбофореза и термофореза в вертикальной трубе. Результаты расчетов по модели осаждения однокомпонентных аэрозолей сравниваются с данными измерений.							
ЦКТИ [263]	Исследуется процесс осаждения ПД в вертикальном канале при турбулентном режиме течения. Осаждение аэрозолей за счет броуновской и турбулентной диффузии, турбо- и термофореза. Результаты расчетов по модели осаждения однокомпонентных аэрозолей сравниваются с данными измерений.							
ТУБА [264]	Исследуется процесс осаждения ПД в вертикальном канале в условиях конденсации водяного пара. Осаждение аэрозолей за счет диффузиофореза. Результаты расчетов по модели осаждения однокомпонентных аэрозолей сравниваются с данными измерений.							
D.S. Kim, S.H. Park [265]	Исследуется процесс броуновской коагуляции в элементах первого контура и помещениях ГО. Результаты расчетов по модели коагуляции однокомпонентных аэрозолей сравниваются с данными измерений.							
K. Okuyama [266]	Исследуется процесс турбулентной коагуляции в элементах первого контура и помещениях ГО. Результаты расчетов по модели коагуляции однокомпонентных аэрозолей сравниваются с данными измерений.							

AHMED [267]	Результаты расчетов осаждения инертных частиц в многокомпонентном приближении сравниваются с данными
	Измерении. В эксперименте изучалось осаждение тигроскопических частиц в условиях повышенной влажности.
DRW-1-1	Граритационного осаждения инергных многокомпонентных частиц сравниваются с данными измерении
AHMED (c CsOH) [267]	правитационное осаждение аэрозолеи, рост размера аэрозолеи за счет конденсации пересыщенного пара и
	изучалось проведение тигроскопических многокомпонентных частиц в условиях повышенного давления и
BKM 2	влажности, моделирующих условия при этга на АЭС. Основными механизмами вывода обли гравитационное
DRM-2	восаждение, интенсифицированное за счет роста размеров тигроскопических частиц, и диффузиофорез при
	конденсации водяного пара на охлаждаемых участках корпуса модельного стенда. Гезультаты расчетов
	Интеррации на тести
	Исследования по программе Debus FD проволицист с цели ю изущения основни и явлений, происходящих в ходе
	ТА на дегородном реакторе. Одной на гларини задан экспериментор дряднось исследования поредения ПЛ
	ПА на легководном реакторе. Одной из главных задач экспериментов являлось исследование поведения ггд
	(выход из топлива, переное и осаждение аэрозолей в первом контуре и защитной осолочке). Эстановка пренставляет собой 1:5000 молеци францизского PWP 000 MBT и состоит из а з (пранцать опнометровых
PHEBUS FPT1 [268]	представляет собой 1.5000 модель французского 1 w К 900 мВт и состоит из а.з. (двадцать однометровых
	при образовании вании васплава и виход низколетущих ПЛ В рамках вализании в интегральной постановке
	при образовании ванны расплава и выход низколстучих під. В рамках валидации в интегральной постановке
	проверяются модели поведения аэрозолей в однокомпонентном полидиспереном приолижении как в г э, так и в
	Карания по создания расширенной базы данных по переносу и осаждению аррозодей и детуних ПЛ в типинном
	иля легковолных реакторов контуре охлажления в условиях, сопровожлающих тяженое поврежление топлива
	на установке Marviken в Стулсвике (Швеция) была выполнена серия из 5 крупномасштабных экспериментов по
	переносу аэрозолей (АТТ) Имитировался источник аэрозолей из а з реактора. Температуры были достаточно
Marviken-V ATT-4 [269]	высоки для исследования парообразных ПЛ Изучался перенос и осаждение аэрозолей и парообразных форм
	ПЛ на вертикальных и горизонтальных поверхностях (осаждение гравитационное, из турбулентного потока, в
	гибах трубопроводов, термо- и диффузиофорез, влияние шероховатости поверхности). В рамках валидации
	оценивается погрешность работы моделей в однокомпонентном приближении в системе связанных объемов РУ
	Исслелования на установке FALCON проволились с целью расширения базы ланных по переносу и осажлению
FALCON ISP1, ISP2 [270]	аэрозолей ПЛ в элементах контуров волоохлажлаемых РУ и пол ГО в условиях. близких к условиям
	запроектной аварии. Исследовались перенос и осаждение аэрозолей на внутренних стенках горизонтальных и
	вертикальных труб, в модели ГО. Результаты расчетов по моделям осаждения и коагуляции однокомпонентных

	аэрозолей сравниваются с данными измерений.
	Эксперимент проведен на установке ВМС в рамках Международной стандартной задачи ISP37 и использовался
	для исследований теплогидравлических параметров парогазовой среды и поведения аэрозолей в помещениях
VANAM [271] [272]	под ГО при моделировании ТА с плавлением а.з. В эксперименте ISP37 моделировалась авария с повышением
[2,1],[2,2]	давления в первом контуре, с последующим срабатыванием и незакрытием предохранительного клапана
	компенсатора объема. Исследовался перенос аэрозолей по помещениям с учетом термо- и диффузиофореза,
	гравитационного осаждения, коагуляции, роста частиц за счет конденсации пара и эффекта гигроскопичности
	Тяжёлая авария, произошедшая в 2011 г. на АЭС Фукусима-1, представляет уникальный материал для
	валидации моделей и кодов. Это наиболее полно описанная полномасштабная авария в истории атомной
	энергетики, охватывающая всю феноменологию ТА на водо-водяных реакторах, от исходного события до
Тяжёлая авария на	взаимодействия расплава с бетоном, включая разрушение а.з. и корпуса реактора и выход радиоактивных
энергоблоке 1 АЭС	веществ в окружающую среду. Для валидации могут использоваться квалифицированные данные измерений на
Фукусима-1	энергоблоке 1 для следующих параметров: давление в реакторе; давление в контейнменте; уровень воды в
	реакторе; накопление ПД и актиноидов в топливе до начала аварии. Активность основных дозообразующих
	радионуклидов, выброшенная в окружающую среду в первые 34 ч аварии, сравнивается с результатами
	решения обратной задачи.

		ьект ели- ания		Способ верификации									
			Аналитические тесты					Кросс- верификация					
Явления "+" — присутствует (данные применимы) "0" — возможно (данные не используются) "–" — не наблюдается	AJIP	Бетонная шахта реактора	Нестационарная теплопроводность в однородной изотропной среде при постоянных граничных условиях	Задача Стефана	Радиационный теплообмен зеркала расплава с защитными конструкциями	ACE L2	ACE L4	SACR-9	SACR-8	SACR-2	SURC-4	BAFOND	Конвективная теплопередача в расслоенном расплаве тепловыделяющей жидкости в УЛР
Нестационарная теплопроводность в твердом теле	+	+	+	+	-	+	+	-	-	0	+	-	-
Плавление и распространение плавления в неоднородном материале		+	-	+	-	+	+	0	0	0	+	-	-
Конвективная теплопередача в бассейне расплава	+	+	-	-	-	+	+	+	+	0	+	+	+
Неоднородное тепловыделение в расслоенном расплаве		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	+
Радиационный теплообмен в полости		0	-	-	+	-	-	-	-	-	-	-	-
Теплообмен с наружным теплоносителем		—	+	-	-	-	-	-	-	-	-	0	-
Термохимические взаимодействия кориума с ЖМ		—	-	-	-	-	-	+	+	+	-	-	-
Термохимические взаимодействия кориума с бетоном	0	+	-	-	-	+	+	-	-	-	+	-	-
Выход водорода и СО вследствие взаимодействия расплава с бетоном		+	-	-	-	0	+	-	-	-	0	-	-

Таблица 4.19 - Матрица валидации для теплогидравлических и термохимические процессов в расплаве на внутрикорпусной стадии ТА (в корпусе реактора) и на внекорпусной стадии ТА (в УЛР, бетонной шахте и бассейне выдержки)

# 4.7 Общие методические подходы к валидации

Требования отечественной нормативной базы [273], общемировая практика валидации моделей и кодов и большой опыт, накопленный при прохождении экспертиз отчётов о валидации кода СОКРАТ зарубежными заказчиками АЭС с ВВЭР, позволил сформулировать следующие методические и практические рекомендации к валидации интегральных кодов, предназначенных для анализа безопасности АЭС с ВВЭР при ТА. Эти подходы были успешно апробированы при аттестации в НТЦ ЯРБ Ростехнадзора двух версий кода СОКРАТ (ВЗ в 2021 году и В1/В2 в 2022 году) и экспертизе статей, посвящённых подходам к валидации СОКРАТ, в ведущих мировых журналах [37], [229], [274], [275], [276].

## 4.7.1 Протитипность экспериментальных данных

Разработанные подходы отражают современный уровень знаний и развития вычислительных средств для полноценной валидации моделей и интегральных кодов в области проблематики ТА. Соответствие современному уровню знаний обеспечивается учётом результатов анализа феноменологии ТА при составлении матриц валидации. Приоритетные валидационные задачи формируются процессами, которые оказывают значительное влияние на результирующие параметры безопасности (такие, как масса образующегося водорода, активность вышедших из топлива продуктов деления, перегрев ванны тепловыделяющего расплава и т.п.). В этом смысле матрицы валидации являются естественным результатом феноменологического анализа ТА.

С другой стороны, через феноменологию ТА процесс разработки матриц валидации сопряжён с анализом представительности аварийных сценариев. Таким образом, учитываются результаты ВАБ, опыт эксплуатации однотипных реакторных установок, современные тенденции в расчётном анализе безопасности АЭС.

Также современный уровень знаний учитывается за счёт стремления к использованию в качестве реперных наиболее качественных экспериментальных данных. Это предполагает предварительную работу по актуализации открытых публикаций в области экспериментального и аналитического исследования процессов при ТА. Таким образом, первой стадией валидации является формирование основы для анализа имеющихся экспериментальных исследований конкретного процесса или явления. Основным методом является литературный обзор.

В результате литературного обзора формируется основа для анализа имеющихся экспериментальных исследований конкретного процесса или явления. Целью анализа является как определение достаточности и прототипности собранных материалов для использования в качестве реперных данных для валидации, так и их качество. Проверка качества экспериментов (квалификация) выполняется с точки зрения непротиворечивости измерений, как полученных в рамках выбранного эксперимента, так и в отношении аналогичных экспериментов или хорошо известных и апробированных расчётных моделей. Также экспериментальные данные проверяются на соответствие физике процесса (отсутствие результатов, противоречащих основным законам физики), на соблюдение балансов (массы, энергии, импульса). Примеры такой квалификационной работы приведены в статье [277] для процессов высокотемпературного окисления паром оболочек из сплава Э110, в статье [37] для процессов раздутия и разрыва оболочек из сплава Э110, в статье [276] для процессов накопления ПД и актиноидов в топливе.

Итогом отбора наиболее подходящих для валидации экспериментов является описание явлений, изучаемых в валидационной задаче, и проверка их надёжного воспроизведения в эксперименте, а также обоснование соответствия выбранных экспериментов прототипным условиям в ходе ТА. Также должны быть рассмотрены вопросы масштабирования эксперимента относительно энергоблока АЭС или его элемента с целью обоснования прототипности данных, планируемых к использованию в качестве реперных для валидации кода.

#### 4.7.2 Данные об экспериментальной установке

Следующим шагом является описание выбранной экспериментальной установки и экспериментальных данных. В том числе, приводятся данные о схеме установки, оснащении средствами измерения, источниках неопределенностей измерений и о сценарии эксперимента. При описании установки основное внимание уделяется той её части (рабочий участок), в которой происходят исследуемые процессы и которая, таким образом, должна моделироваться в расчёте. В некоторых интегральных экспериментах рабочим участком фактически является вся интегральная установка (например, теплогидравлические стенды ATLAS, PKL, ПСБ-ВВЭР, тяжелоаварийный стенд Phebus FPT), поскольку одновременно исследуются и моделируются процессы в разных её элементах (активная зона, сборная камера, петли, теплообменник, модель ГО и т.д.).

В других интегральных экспериментах моделирование всей установки может быть избыточно или невозможно по причине сложных для учёта отказов оборудования в ходе эксперимента, отсутствия достаточных данных или недостаточности измерений в отдельных элементах установки. В этих случаях немоделируемые элементы заменяются граничными условиями согласно измерениям. Например, установка QUENCH содержит парогенератор, паропроводы, пароперегреватель, системы подачи воды в рабочий участок, которые теоретически могут моделироваться наравне с основным, рабочим участком, в котором производится разогрев и охлаждение модели ТВС. Однако поскольку эти вспомогательные системы могут быть легко заменены граничными условиями, а теплогидравлические процессы в них не являются предметом валидации (в отличие от процессов окисления и повторного залива в рабочем участке), их учёт в расчётной модели не представляет большой ценности. Напротив, моделирование этих систем может внести дополнительную неопределённость в результаты. С другой стороны, учёт в модели подводящих участков трубопроводов внутри защитной оболочки и области нижней камеры рабочего участка играет важную роль в моделировании стадии повторного залива перегретой ТВС. Это обусловлено необходимостью учёта накопленного тепла в нижних металлоконструкциях и объёма пространства, заполняемого водой перед поступлением в обогреваемую зону ТВС.

Некоторые эксперименты фактически являются интегральными, но из-за недостаточного измерительного оснащения или отсутствия данных о всей установке используются для исследования отдельного явления. В качестве примера можно привести установку VI, на которой исследовался выход радиоактивных продуктов деления в процессе отжига топливных образцов. На выходе из рабочего участка, представлявшего собой вертикальную индукционную печь с установленным в ней топливным образцом, поток несущего газа поступал в термоградиентные трубы. Таким образом, в ходе эксперимента происходило осаждение паров и аэрозолей ПД как на внутренние стенки печи, так и вдоль термоградиентных труб вниз по потоку. Кроме того, для получения данных об изменении во времени массы и состава вышедших из топлива аэрозолей в ходе тестов VI использовалось пробоотборное устройство, которое было установлено между термоградиентной трубой и пакетом фильтров. Это могло бы позволить валидировать не только модели выхода ПД из топлива, но и их перенос и осаждение вниз по потоку от источника, что отчасти соответствовало бы осаждению в НКР и в горячих нитках ГЦТ. Действительно, для оценки доли вышедших ПД из топлива выполнялись измерения на этих участках.

Для валидации моделей осаждения можно было бы использовать измерения осаждения ПД вдоль термоградиентных труб (массы химических элементов в отрезках трубы, профилограммы отложений Cs, Sb и Ag, масса гамма-неизлучающих ПД – Мо, Te, Ba, Sr). Однако в имеющихся отчётах об экспериментах данные о неопределённости измерений либо отсутствуют, либо характеризуются большими неопределённостями (– 50...+100%) [278]. Кроме того, не приведены данные о геометрии, размерах и

температурах вдоль термоградиентных труб. Это исключает и возможность моделирования процесса осаждения в этом эксперименте, и оценку погрешности моделей. Поэтому целевая функция серии VI ограничивается процессами выхода ПД из топлива.

Другой интересной особенностью экспериментов этой серии и аналогичных серий VERCORS, VERDON является потенциальная возможность валидации модели выгорания топлива, поскольку в экспериментах исследуются образцы твэлов, облученные в активных зонах АЭС и дооблученные в исследовательских реакторах перед экспериментом.

При валидации кода СОКРАТ накопление продуктов деления в топливе твэльных образцов рассчитывалось при помощи модуля БОНУС на основании данных об истории облучения твэлов в а.з. и времени последующей многолетней выдержки перед экспериментом. Необходимые для расчётов данные были найдены в отдельно выпущенных отчётах о топливных кампаниях реакторов, где облучались использованные в экспериментах твэлы. Результаты расчёта накопления ПД в топливных образцах можно было бы использовать для сопоставления с начальным накоплением, оценённым экспериментаторами. Однако в случае серии VI сами авторы тестов отмечают, что результаты накопления, полученные из расчётов по коду ORIGEN2, были недостаточно надёжны. А в случае серии VERCORS данные расчётов накопления, выполненных экспериментаторами, в открытом доступе отсутствуют.

Таким образом, эксперименты VI и VERCORS, хотя потенциально являются интегральными, дают возможность валидации только модели выхода ПД и актиноидов из топлива. Тем не менее, при валидации следует стремиться к максимально полному охвату в расчёте представительных процессов, наблюдавшихся и надёжно измерявшихся в ходе эксперимента. Именно проверка корректности моделирования взаимодействующих процессов является основной целью валидации интегральных кодов.

Описание средств измерения, которыми оснащена экспериментальная установка, важно для валидации с точки зрения правильного учёта в расчётной модели всех факторов, влияющих на измерение. Описание должно включать не просто перечисление средств измерений, но максимально полную информацию о них: тип, марку (модель), место установки, наличие защитных оболочек и т.д., – всю информацию, которая может быть важна для моделирования эксперимента.

Например, в экспериментах с заливом перегретых имитаторов твэлов из-за технологических ограничений измерение генерации водорода производится не непосредственно на выходе из рабочего участка, а на достаточном удалении от него, с учётом охлаждения несущего газа для обеспечения возможности измерения. Это приводит к тому, что моменты времени начала образования или изменения скорости образования водорода в рабочем участке и моменты времени регистрации этих событий в эксперименте могут заметно отличаться. Поэтому расчётная модель должна учитывать транспортное время от рабочего участка до точки измерения. В противном случае расчётная зависимость массы водорода от времени будет смещена по временной шкале относительно измеренной зависимости, что может привести к некорректным выводам относительно температуры, при которой наблюдались особенности в генерации водорода.

Другим примером является измерение температуры среды на входе в обогреваемую часть ТВС. В экспериментах QUENCH для этого использована термопара, прикреплённая к оболочке одного из твэлов, с отогнутым в межтвэльное пространство кончиком. Таким образом, вследствие контактной теплопроводности показания термопары могут быть искажены тепловым потоком от твэла. Поскольку данная термопара играет важную роль в настройке параметров установки в стационарном и переходном режимах экспериментов, эту особенность необходимо учитывать при моделировании.

В экспериментах с ванной расплава важное значение играет точность измерения температуры как самого расплава, так и удерживающей его стенки. Использование пирометра для прямого измерения температуры на поверхности расплава может приводить к значительным погрешностям, причем изменяющимся во времени. Это связано с чувствительностью показаний пирометра к оптическим свойствам среды над поверхностью расплава. Испарение с зеркала расплава может приводить к неточности измерений. Эти эффекты должны быть, по возможности, оценены и учтены при валидации. Использование термопар для косвенной оценки температуры расплава и стенки, а также теплового потока через стенку также требует специального анализа получаемой неопределённости измерений.

Важнейшей информацией об эксперименте являются источники неопределённости измерений. При использовании измерений для валидации интегрального кода следует стремиться к учёту всех составляющих их неопределённости – инструментальной, случайной, методической. Данные о неопределённостях измерений не всегда приводятся в описании экспериментов, в таких случаях они должны оцениваться и обосновываться при подготовке расчётов самостоятельно. Далее приводятся рекомендации по учёту случайных и систематических эффектов при оценке неопределённости измерений температуры. Эти рекомендации основаны на опыте валидации кода СОКРАТ на экспериментах с разогревом, окислением И повторным заливом модельных тепловыделяющих стержневых сборок (QUENCH, CORA, ПАРАМЕТР-SF).

Систематические эффекты отражают инструментальную неопределённость измерения параметров, влияющих на исследуемый процесс и результирующий параметр.

При оценке неопределенности измерений термопарами следует учитывать, что она складывается из нескольких составляющих и зависит от условий измерения (статические или динамические).

Способ крепления термопар к стенке элемента, являющегося объектом исследования, оказывает существенное влияние на показания температуры. В интегральных экспериментах со сборками имитаторов твэлов термопары либо закрепляются на внешней поверхности оболочек имитаторов или обечайки (причём различными способами – точечной сваркой или механическим обжатием с помощью хомута), либо помещаются внутрь измеряемого элемента (оболочки инструментальных стержней, центральное отверстие топливного столба, зазор между оболочкой поглощающаго стержня и направляющей трубкой, зазор между обечайкой и слоем теплоизоляции и т.д.).

Чувствительность неопределённости к условиям измерения проявляется в экспериментах с разогревом и повторным заливом модельных ТВС, которые включают как переходные фазы с небольшими (<1 К/с) и высокими (>10 К/с) скоростями разогрева (на фазах предпрогрева, разогрева и эскалации), так и стационарные фазы (начало эксперимента).

При статических измерениях температуры стенки (скорость изменения менее 1 К/с) в области высоких температур ~1300 К основной вклад в полную неопределенность вносит неопределенность крепления  $\sigma_{mount,stat}$  [279], возникающая из-за изменяющегося теплообмена термопара–стенка, термопара–окружающая среда и зависящая от способа установки термопар на поверхности (прижимные, встроенные).

Как показывают эксперименты с разогревом модельных сборок твэлов QUENCH, PARAMETER-SF, CORA, термопары, закрепленные на наружной стороне оболочки и располагающиеся в потоке газовой среды, в ходе эксперимента могут терять плотный контакт и отрываться от поверхности оболочки. При высоких температурах (вплоть до отказа термопар) излучение при недостаточном контакте термопар с измеряемой поверхностью (например, из-за термического расширения или высокотемпературной ползучести хомутов) становится важным механизмом стока тепла с термопар, поэтому естественно предположить увеличение неопределенности измерения. В случае, если такие термопары имеют размер, сопоставимый с межтвэльным расстоянием в сборке, при отрыве они могут касаться соседнего твэла. Этого недостатка лишены прижимные термопары в спокойной атмосфере (например, термопары на внешней стороне обечайки, вне потока газа) и встроенные термопары (термопары, уложенные в канавки в поверхностях или внутри измерительных стержней). Однако в этом случае они недооценивают температуру поверхности, омываемую газом, на величину температурного напора на стенке.

Характерные значения неопределенности, связанные с креплением термопары, приведены в работе [279]. Там же отмечено, что при температурах до 400 К неопределенностью крепления можно пренебречь. Также в работах [279], [280] показано увеличение неопределенности с увеличением диаметра термопары.

Характеристики термопар отличаются материалом головки (хромель-алюмелевые, вольфрам-рениевые, никель-хром-никелевые), диаметрами защитных чехлов и толщиной изолирующего материала. Эти особенности также следует учитывать при анализе и оценке неопределённости измерений в эксперименте.

В отсутствие в описании эксперимента явных данных об инструментальной неопределенности ( $\sigma_{wire}$ ), вызванной технологическим разбросом характеристик термопары, важно иметь информацию хотя бы о средстве измерения, включая модель, чтобы определить или оценить инструментальную погрешность независимо. При определении  $\sigma_{wire}$  можно пользоваться пределами допускаемых отклонений, определенных ГОСТ [281] для термопар класса 2, интерпретируя их как  $3\sigma_{wire}$ , а также работой [282].

Обычно головки термопар размещаются внутри электроизолирующего материала, который, в свою очередь, располагается внутри металлической оболочки. Иногда используется несколько материальных слоёв между головкой термопары и внешней оболочкой. Оболочка первой воспринимает тепловой поток от горячей стенки, и между ней и головкой термопары образуется перепад температур, тем больший, чем меньше эффективное сопротивление системы слоёв. Таким образом, термопара систематически занижает температуру оболочки в ходе стадии нагрева. Однако зачастую вкладом этой составляющей погрешности можно пренебречь вследствие её малости по сравнению с другими составляющими. Этот факт должен быть проверен и обоснован специально.

Для динамических измерений переходных процессов (>10 К/с) в работе [280] приводятся способы расчета неточности показаний за счет тепловой инерции термопары (в общем смысле, включая изоляционный материал и оболочку) для нескольких законов изменения температуры во времени. В частности, при одинаковых начальных значениях температуры термопары и измеряемой поверхности неопределенность измерений  $\sigma_{mount,dyn}$  может быть выражена через показатель тепловой инерции  $\tau$  [c]  $\sigma_{mount,dyn} \approx \Delta T/\Delta t \cdot \tau$ , здесь  $\Delta T/\Delta t$  – средняя скорость роста температуры оболочки. В соответствии с оценками расчетно-экспериментальной группы, проводившей эксперимент CORA-W2 [283], при высоких скоростях нагрева >10 К/с полная неопределенность измерений температуры составляла ±100 К.

В валидационных расчетах, когда динамическая ошибка превышает статическую, следует ограничивать величину  $\sigma_{mount}$  снизу:  $\sigma_{mount} = max (\sigma_{mount,dyn}, \sigma_{mount,stat})$ .

С учётом влияния роста температур на крепление термопар и состояние головок термопар в экспериментах необходимо проводить анализ полученных измерений с целью определить предел надёжных показаний. Должны быть исключены из рассмотрения при валидации показания термопар, полученные после достижения верхнего предела измеряемых температур для термопары данного типа, диапазона а также демонстрирующие пульсации или резкие изменения (превышающие тепловую инерцию), указывающие на отказ термопары. Это обусловлено, в том числе, тем, что в этой области невозможно оценить неопределённость измерений.

Случайные эффекты характерны для экспериментов с сериями идентичных измерений, а также проявляются в разбросе показаний температуры между термопарами, закреплёнными в симметричных позициях и идентичных теплогидравлических условиях в идеальной постановке.

Например, эксперименты REBEKA [284] по исследованию раздутия и разрыва оболочек твэлов выполнялись сериями тестов, отличающимися величиной избыточного

давления, и большинство серий включало 6 повторений. Это дает возможность выполнить для каждой серии статистическую обработку и оценить величину неопределённости измеренной температуры оболочки вследствие неравномерности газового зазора по азимуту.

более характерен разброс Для интегральных экспериментов показаний температуры между термопарами, закреплёнными на симметричных стержнях (по азимуту и радиусу или ряду в стержневой сборке) и на одинаковой высотной отметке. В эксперименте температура в каждом стержне может быть существенно неоднородна по окружности оболочки, поскольку модельные ТВС обычно имеют несколько рядов имитаторов твэлов, и в каждом имитаторе часть поверхности обращена к более горячим центральным имитаторам, а часть – к более холодным периферийным. Кроме того, на симметрично расположенных имитаторах твэлов сами термопары устанавливаются несимметрично. Условия теплообмена и течения газа вдоль сборки также могут быть далеки от однородных из-за поворота и закручивания потока на входе в рабочий участок. Тепловые потери по окружности обечайки, окружающей сборку, обычно неоднородны изза эксцентричного расположения слоёв теплоизоляции, и до начала эксперимента, и вследствие смещения в процессе нагрева рабочего участка. Таким образом, измерения температуры, полученные на одной высотной отметке, могут заметно (на несколько десятков градусов) отличаться даже для стержней с подобными условиями теплообмена и с одинаковой мощностью тепловыделения. С другой стороны, гидравлические модели тяжелоаварийных кодов являются одномерными (нульмерными в пределах ячейки), а тепловая задача в стержнях решается в двумерном (R,z)-приближении, т.е. в расчёте отсутствует возможность учёта окружной неравномерности поля температуры как по оболочке каждого имитатора твэла в сборке, так и в пределах одного ряда имитаторов. Поэтому измерения для идентичных имитаторов твэлов являются равноправными и могут рассматриваться как границы методической неопределённости. В этом смысле разброс температур можно интерпретировать как 3 стандартных отклонения (3 $\sigma$ ).

Аналогичный разброс показаний термопар может наблюдаться в экспериментах с ванной расплава внутри тигля. Например, в эксперименте РАСПЛАВ-SALT-29 исследовался теплообмен в системе расплав соли – охлаждаемая металлическая стенка. Установка имела вид плоского кругового сектора 180° (долькоподобная), и измерения температуры внутри стенки производились как в левой, так и в правой части стенки относительно оси установки. При этом наблюдалась заметная несимметричность распределения температуры в левой и правой частях. Поскольку модели расплава в интегральных кодах нульмерные, они предполагают идеальную симметрию расплава. Потому при моделировании этого эксперимента измеренные температуры в левой и правой половине усредняются, и полученные значения используются для валидации. Отклонение измерений от среднего значения рассматривается в данном случае как неопределённость измерения локальной температуры. Разброс температур также можно интерпретировать как 3<sub>ס</sub>.

Важным аспектом анализа неопределённостей измерений в эксперименте является интерпретация приводимых экспериментаторами значений. Часто в описании экспериментов явно не указывается, скольким стандартным отклонениям соответствует приводимая неопределённость. Поэтому это решение должно приниматься при подготовке расчётов самостоятельно. При валидации СОКРАТ в отсутствие явных указаний значение неопределённости измерений интерпретировалось как 2 $\sigma$ .

Неопределенности измеряемого параметра могут включать также неопределенности измерения влияющих на него параметров. Например, расход пара, температура оболочки твэла, диаметр оболочки твэла определяют интенсивность генерации водорода при окислении паром. Поскольку каждый из определяющих параметров измеряется, вклад соответствующих неопределённостей измерений должен быть учтён в валидационных расчётах. Для этого необходима оценка соответствующих неопределённостей измерения.

Крайне важную роль при валидации имеет соблюдение методики измерений в расчётах. Так, если исследуемый параметр определялся в эксперименте опосредованно через измерения других величин, то и в расчётах этого эксперимента следует по возможности воспроизводить эти оценки. Использование различных формул в эксперименте и в расчёте может вносить дополнительную неопределённость в результаты валидации.

Неопределённость значения измеряемого параметра в эксперименте определяется по формуле для сложной функции с учётом неопределённости каждого аргумента. Например, расход водорода измеряется по разнице масс, измеренных в последовательные моменты времени. Соответственно, неопределённости расхода будут связаны с неопределённостями измерения массы и времени. Аналогично, блокировка проходного сечения (БПС) ТВС расплавом в экспериментах CORA, ПАРАМЕТР-SF определялась по формуле

$$\mathbf{E}\Pi\mathbf{C} = \frac{S_{\mu_{3M}} - S_{_{TB}}}{S_{_{T}} - S_{_{TB}}} \cdot 100\% \tag{4.1}$$

где S<sub>изм</sub> - измеренная площадь материала; S<sub>тв</sub> - исходная площадь поперечного сечения 19 твэлов; S<sub>ч</sub> - исходная проходная площадь обечайки.

В тех же экспериментах степень растворения топлива расплавом (UO<sub>2,pacтв</sub>) определялись как

$$UO_{2(\text{pactb})} = \frac{S_o - S_{\text{H3M}}}{S_o} \cdot 100\%, \tag{4.2}$$

где  $S_{изм}$  - измеренная площадь  $UO_2$ ;  $S_o$  - исходная площадь поперечного сечения таблеток твэлов.

Поэтому неопределённости БПС и степени растворения топлива расплавом зависят от неопределённостей измерения площади материала в металлографических шлифах (метод количественного анализа изображений) и допусками на размеры твэлов и обечайки.

В некоторых экспериментах информация об использованной формуле для оценки результирующего параметра отсутствует. Так, в описании некоторых экспериментов с повторным заливом водой разогретых сборок, где важным результирующим параметром является время повторного смачивания оболочек имитаторов твэлов, приводятся графики с кривыми движения фронта смачивания по сборке, но как именно они получены, не поясняется. Существуют различные способы определения этого времени на основании измеренных температур вдоль оболочки. Аналогично, и в расчётах эта величина может определяться по-разному. Использование различных формул в эксперименте и в расчёте может вносить дополнительную неопределённость в результаты валидации. Поэтому следует по возможности уточнять у экспериментаторов, как именно определялся исследуемый параметр.

Альтернативным решением является самостоятельная обработка измерений температуры на данной высотной отметке от времени с целью определения времени повторного смачивания. При этом обеспечивается преемственность оценки и в эксперименте, и в расчёте. Это позволяет соблюсти методическую последовательность в определении погрешности времени повторного смачивания в рамках валидации.

В экспериментах серии PACПЛАВ-SALT локальная плотность теплового потока на стенку определялась по формуле:

$$F(\theta_{i}) = \lambda_{s,i} \cdot \frac{D_{n,i} - D_{n,i}^{o}}{R_{D_{n,i}} - R_{T_{n,i}}},$$
(4.3)

где i=1...21 – номер азимутального сечения,  $\Theta_i$  – угол относительно центральной оси,  $\lambda_{s,i}$  – средняя теплопроводность стали в сечении i,  $D_{n,i}$  - показания дифференциальной термопары в сечении i,  $D_{n,i}^o$  – корректировка, связанная с отклонением показаний

дифференциальных термопар (определялась непосредственно из калибровочных экспериментов в каждом эксперименте),  $R_{Dn,i}$  и  $R_{Tn,i}$  – радиусы установки термопар в i-ом сечении стенки.

В расчётах плотность теплового потока определялась аналогично. Отметим, что этот пример также демонстрирует необходимость учёта неопределённостей теплопроводности, температуры и радиуса установки термопар при оценке суммарной относительной неопределённости локальной плотности теплового потока.

Часто в описании эксперимента отсутствуют данные о неопределенностях ряда измерений, в таких случаях можно использовать метод аналогий. Полезные данные можно получить при изучении описания экспериментов-аналогов. Например, при валидации СОКРАТ-В1/В2 на данных эксперимента QUENCH-15 погрешность измерения давления на выходе из сборки, погрешность полной электрической мощности имитаторов твэлов и погрешность скорости генерации водорода принимались в соответствии с данными аналогичных интегральных экспериментов CORA и PARAMETER-SF. Аналогично, при расчёте эксперимента Phebus FPT1 погрешности теплогидравлических параметров под ГО (давление, влажность, температура стен и газовой фазы) определялись, за неимением конкретной информации, по аналогии с измерениями на установке BMC.

Информация об инструментальной погрешности приводится на интернет-сайтах производителей средств измерений, в технических условиях на изготовление.

Как показывает опыт валидации, качество расчётного воспроизведения экспериментальных данных может сильно зависеть от полноты информации о сценарии эксперимента, т.е. о последовательности стадий, событий и действий экспериментаторов по ходу эксперимента. В первую очередь, это относится к той части эксперимента, которая используется для валидации. Но и подготовительные стадии (прогрев, продувка, стабилизация параметров, выход на рабочие параметры и т.д.) также в ряде случаев имеют значение для результатов валидации.

Например, в экспериментах с исследованием высокотемпературного окисления циркониевых оболочек водяным паром стадия нагрева и охлаждения образца может занимать время, достаточное для дополнительного окисления. Поэтому неучёт этих стадий может привести к недооценке привеса в расчёте.

В экспериментах Павела (ORNL, США) и Ляйстикова (КfK, ФРГ) [285] по изотермическому окислению отрезков оболочек твэлов при обработке кривых температура-время экспериментаторами специально проводилась процедура нормализации [286], которая позволяла учесть окисление на этапах разогрева до изотермической температуры, стабилизации и охлаждения через эффективное время изотермической выдержки. В частности, в экспериментах Ляйстикова в качестве начала изотермической стадии был принят момент, когда термопара показывала 90% разницы между рабочим и начальным значениями. По оценкам экспериментаторов, действительная температура образца к этому моменту составляла примерно 95% рабочего значения из-за запаздывания показаний термопар. С использованием дополнительных расчётов были определены временные зависимости температуры для термопар, следование которым соответствовало изотермическим условиям окисления в течение заданного времени. Процедура нормализации также позволила привести данные в пределах одной серии тестов к единой температуре окисления (в экспериментах, как правило, редко удавалось обеспечить в точности одинаковую равновесную температуру). Таким образом, авторами экспериментов была выполнена большая работа в обеспечение методически корректных измерений с учётом особенностей сценария, что существенно снизило неопределённость результатов эксперимента и упростило его использование в задачах валидации моделей.

Подобный подход использовался и в экспериментах НИИАР [287], а в серии экспериментов [288] он был непосредственно встроен в систему управления сценарием.

Однако в общем случае сведения о нормализации времени выдержки в изотермических экспериментах могут отсутствовать. Например, в описании

194

экспериментов [289] с окислением стали 06Х18Н10Т в атмосфере пара данные о контроле температуры образца в ходе окисления и о привязке измеренного времени отжига к времени ввода образца в печь (ампулу) не приводятся. Поскольку перед помещением в печь образец находился при комнатной температуре, в расчётах должны рассматриваться 2 альтернативных варианта сценария: 1) экспериментальное время отжига включает в себя стадию нагрева до рабочей температуры и 2) время отжига отсчитывалось от момента прогрева образца до рабочей температуры. Это вносит неопределённость в результаты моделирования, поскольку приходится варьировать время выдержки в интервале прогрева от комнатной температуры до рабочей температуры. Время прогрева также необходимо дополнительно определить для каждой серии экспериментов.

Та же проблема четкого определения времени актуальна для экспериментов, в которых исследуются эвтектические взаимодействия материалов – например, растворение UO<sub>2</sub> жидким цирконием. В этих эксперимента сценарий предполагает нагрев тигля из UO<sub>2</sub>, содержащего Zr, до рабочей температуры, выдержку при постоянной температуре в течение заданного времени, затем быстрое охлаждение. В экспериментах Хофманна [290] и Кима-Оландера [291] каждая экспериментальная точка была представлена парой измерений – временем реакции и температурой изотермической выдержки. Но из описания экспериментов неясно, учитывает ли термин «время реакции» время взаимодействия в диапазоне от температуры ликвидус до температуры изотермической выдержки или он характеризует только изотермическую стадию. Поэтому при выполнении валидационных расчётов неполнота информации о времени реакции должна учитываться в рамках анализа неопределенностей.

Часто фактический сценарий проведённого эксперимента так или иначе отличается особенно от запланированного сценария, это характерно лля интегральных экспериментов. В ходе эксперимента могут происходить непредвиденные отказы систем, разрушение конструкционных элементов на рабочем участке, неконтролируемая эскалация температуры, отказы систем измерения и т.д. Эти события оказывают влияние на ход эксперимента и на его результаты, поэтому должны учитываться в расчётах. Если их учёт невозможен или не имеет смысла, такой эксперимент или только его неудавшаяся стадия не должны использоваться для валидации. Например, если произошедшее событие приводит к отказу важных систем измерений, переводит сценарий в непрототипную область, характеризуется неопределённостями, многократно превышающими допустимую неопределённость измеряемого параметра и т.д. Однако если имеющиеся данные позволяют учесть произошедшее отклонение от сценария в расчётной модели и не меняют физическую суть исследуемых процессов, полученные экспериментальные данные валидации, особенно целесообразно использовать для учитывая уникальность интегральных экспериментов в прототипных условиях ТА.

В качестве примера можно привести эксперимент ПАРАМЕТР-SF1 с повторным комбинированным заливом водой перегретой сборкой имитаторов твэлов. В ходе эксперимента произошёл выброс пара и расплава в теплоизоляцию из-за плавления обечайки в верхней части рабочего участка. Визуальный осмотр сборки после эксперимента и материаловедческие исследования показали значительное плавление сборки и обечайки вдоль высотных отметок от 700 до 1050 мм, растекание расплава в радиальном направлении (в теплоизоляцию), повреждение кожуха теплоизоляции вблизи уровня 800 мм. Однако это событие не оказало принципиального влияния на физику повторного залива и сопутствующих процессов разрушения имитаторов твэлов и генерации водорода, поскольку потеря воды за пределами рабочего участка установки отсутствовала, и происходило лишь её перераспределение между областью ТВС и областью тепловой изоляции. Более того, других подобных экспериментов с комбинированным заливом при столь высоких температурах не существует. Поэтому несмотря на отклонение от сценария, этот эксперимент был использован для валидации кода СОКРАТ-В1/В2, а открытие течи в теплоизоляцию учитывалось в расчётной модели.

Другим примером является интегральный эксперимент OUENCH-06, в котором на стадии подачи воды в рабочий участок для повторного залива водой перегретой тепловыделяющей сборки открылась течь из подводящего трубопровода, в результате чего лишь часть воды поступала в рабочий участок. Из-за этого события оценка баланса для повторного залива в этом эксперименте характеризуется большой волы неопределённостью и не позволяет валидировать модель повторного залива. Однако основная часть эксперимента до начала повторного залива была проведена успешно и может использоваться для валидации моделей окисления оболочек твэлов. Более того, модель окисления оболочек могла бы валидироваться в данном случае и на стадии повторного залива, поскольку в расчёте возможно подобрать прямой расход воды такой, чтобы воспроизводились показания уровня воды в сборке, а расчётные температуры оболочек имитаторов соответствовали бы показаниям термопар. Однако в этом эксперименте на стадии повторного залива произошёл отказ большого количества термопар в области горячего пятна (максимума в высотном профиле температур), что не позволяет проверить соответствие расчётных и измеренных температур. В то же время этот эксперимент показал, что дополнительная генерация водорода на стадии повторного залива на порядок меньше массы водорода, образовавшейся на стадии предокисления. Сам эксперимент не уникален, поскольку на установке QUENCH проводились другие эксперименты с похожим сценарием (например, QUENCH-15). Т.е. потеря измерений на стадии повторного залива в этом эксперименте не критична для задач валидации.

Обычно сценарии экспериментов подбираются таким образом, чтобы воспроизвести сценарий аварии на РУ. Поскольку сценарий представляет собой фактор прототипности эксперимента, при выборе эксперимента для валидации необходимо понимать, чем именно был обусловлен его сценарий. Часто экспериментаторы ограничены в возможностях обеспечения условий, ожидаемых при ТА, и соблюдения одновременно всех условий подобия. Поэтому неизбежны отклонения от прототипности. Необходимо анализировать прототипность конкретного сценария эксперимента наряду с используемыми в нём материалами относительно условий ТА ВВЭР.

Например, в экспериментах QUENCH необходимо было обеспечить достаточно толстый слой защитной оксидной плёнки на поверхности оболочек имитаторов твэлов, характерный для постепенного осушения и разогрева а.з. при авариях с малыми течами теплоносителя. В ходе таких аварий происходит рост температуры в а.з. до начала интенсивного окисления (1500 K) со скоростью порядка 1 К/с. Технологическая сложность управления темпом разогрева оболочек в атмосфере водяного пара при тонком (незащитном) оксидном слое не позволяет воспроизвести в эксперименте сценарий нагрева сборки в течение относительно короткого времени, характерный для тяжёлых аварий. Поэтому для формирования оксидного слоя нужной толщины в горячем пятне сборки в сценарии выделяется стадия предокисления при постоянной температуре ~1300–1400 K, но в течение длительного времени (~5000 с). Это максимальная температура, при которой можно надёжно контролировать процесс окисления сборки для защитного слоя ZrO2.

Но стадия длительного изотермического предокисления оболочек имитаторов твэлов при температурах 1300–1400 К не является прототипной для стадии разогрева и начала разрушения а.з. в большинстве ТА. Эта непротипность была несущественна для оболочек из зарубежных сплавов Zry-4, Zirlo M15, однако она оказалась принципиальной для оболочек из сплава Э110, который в этих температурных условиях образует рыхлый оксидный слой. В результате в эксперименте QUENCH-12 с оболочками имитаторов твэлов из сплава Э110 залив перегретой сборки вызвал резкую эскалацию окисления, разогрева и генерации водорода, в отличие от похожих экспериментов с оболочками из других сплавов на основе Zr. Зарубежные циркониевые сплавы также подвержены явлению отшелушивания оксидной плёнки, но при немного меньших температурах. Поэтому, если в коде отсутствует модель отшелушивания оксидного слоя, выход H<sub>2</sub> в

описанных условиях будет недооценён, и обобщение полученных результатов на все ТА ВВЭР приведёт к ошибочным выводам о прогнозных возможностях кода в части выхода водорода при повторном заливе а.з.

В то же время результаты QUENCH-12 могут быть прототипны для анализа эффективности мер по заливу водой разогретых тепловыделяющих сборок при ТА в БВ ВВЭР, где твэлы разогреваются медленно и поэтому могут длительно окисляться при 1300–1400 К.

#### 4.7.3 Разработка и описание расчётной модели

На третьем этапе валидации разрабатывается и описывается расчётная модель экспериментальной установки или её части. Расчётная модель включает:

– описание нодализационной схемы экспериментальной установки;

- начальные и граничные условия, принятые в расчетной модели;
- заданные свойства материалов;
- параметры физической модели в референтных расчетах;
- параметры численной модели.

Описание нодализационной схемы должно продемонстрировать её соответствие основным особенностям экспериментальной установки и наблюдавшимся на ней процессам и явлениями. Нодализационная схема, с одной стороны, должна удовлетворять требованиям простоты, с другой стороны, позволять моделировать основные процессы и явления в пределах требуемой точности. С этой целью протекающие процессы могут быть разделены на 2 группы: наиболее важные, требующие детального моделирования, и менее важные или существенно не влияющие на результат (моделируются упрощенно). Факты упрощенного моделирования следует описывать и обосновывать явно. Например, в некоторых задачах дистанционирующие решётки модельных ТВС и термопары не требуют детального моделирования, и их масса может быть учтена эффективно, путём утолщения оболочек твэлов на уровнях расположения решеток и термопар.

Описание нодализационной схемы содержит пояснение, какие элементы установки моделируются в расчёте, при помощи каких базовых элементов интегрального кода. В случае СОКРАТ при описании гидравлической схемы приводится информация о составляющих её каналах, камерах, квазиканалах, помещениях (для контейнментных процессов), об использованных граничных условиях (тип условия – навязанный расход среды заданных параметров, навязанное давление, твёрдая стенка) и местах их подключения. При описании тепловой схемы приводятся данные о тепловых элементах, описывающих твёрдые стенки, с уточнением, как они сопряжены с гидравлическими элементами схемы, какие условия теплообмена и источники тепловыделения задавались, какой материальный состав элементов использовался.

Также следует обосновывать детальность разбиения рабочего участка на ячейки. Если в задаче исследуется влияние детальности нодализации на результат, данные об альтернативных нодализационных схемах также должны быть приведены в этом параграфе.

При использовании упрощений, косвенного учёта реальной геометрии, специальных возможностей интегрального кода и т.п. такие подходы должны быть описаны явно, а их правомочность должна быть обоснована. Например, для задания постоянной температуры в топливном образце при моделировании тестов VERCORS с помощью COKPAT/B3 внутри таблетки UO<sub>2</sub> задаётся минимальное осевое отверстие радиусом 1 мкм, которое отсутствует в реальной таблетке. Кроме того, в радиальном направлении все материальные слои моделируются одним интервалом. Таким образом, задание температуры на внутренней поверхности обеспечивает равномерность температуры по толщине всего элемента или слоя и равенство этой температуры экспериментальному значению. Другим примером является задание в этих же тестах в топливном образце одновременно и таблеток со свежим топливом, и таблетки с облучённым топливом. В СОКРАТ отсутствуют специальные встроенные материалы для обозначения свежего топлива, а для материала «UO<sub>2</sub>» автоматически рассчитывается накопление ПД. Поэтому в рамках валидации для свежего UO<sub>2</sub> использовался базовый материал ThO<sub>2</sub>, встроенные свойства которого были изменены внутри файла исходных данных на свойства UO<sub>2</sub>.

Должны быть указаны параметры схемы, которые использовались при настройке расчётной модели для начального соответствия экспериментальным данным. Например, в расчётах экспериментов с заливом водой сборки перегретых имитаторов твэлов гидравлические диаметры ячеек вдоль сборки могут незначительно корректироваться относительно геометрических значений из условия воспроизведения стационарного профиля температуры по высоте TBC.

Описание нодализационной схемы должно сопровождаться явным перечислением начальных и граничных условий, использованных в расчётах, и их соответствия условиям в эксперименте. Если граничное условие в расчете изменено относительно измеренного параметра (например, расход газа на входе в рабочий участок), необходимо привести соответствующие обоснования. Если граничное условие воспроизводилось не непосредственным заданием в расчёте, а устанавливалось косвенно, при помощи других параметров, следует привести графики, подтверждающие соответствие рассчитанного граничного условия экспериментально измеренному. Аналогично, при задании адиабатических условий в расчётной модели эффективным способом, например, путём задания материального слоя с предельно низкой теплопроводностью, необходимо продемонстрировать точность воспроизведения адиабатических условий для исключения влияния тепловых потерь через границу области на результат.

В ряде экспериментов рабочий участок расположен внутри металлической обечайки, покрытой снаружи одним или несколькими слоями тепловой изоляции, иногда с рубашкой охлаждения на периферии слоя теплоизоляции. Необходимо представить информацию, как учитывались в расчётах тепловые потери от рабочего участка в радиальном направлении. В данном случае тепловые потери с рабочего участка могут учитываться либо косвенно, заданием эффективного коэффициента теплоотдачи на внешней поверхности обечайки, либо непосредственно, путём моделирования слоя теплоизоляции. Во втором случае задаваётся коэффициент теплоотдачи от кожуха теплоизоляции к окружающей среде. В обоих случаях необходимо обосновать учёт или неучёт вклада теплообмена излучением.

Для экспериментов с аэрозолями необходимо привести данные о границах размерного ряда, числе размерных групп, среднем радиусе и виде распределения аэрозолей по размерам. Эти данные должны соответствовать параметрам в эксперименте.

Для валидации следует использовать только такие эксперименты, в которых имеются полные данные о начальных и граничных условиях, или если такие данные могут быть восстановлены достаточно надёжно по косвенным признакам. В противном случае, если одно из начальных или граничных условий неизвестно и подбирается в расчёте, сопоставление расчётных и измеренных величин теряет смысл, т.к. фактически решается другая задача: из условия воспроизведения результирующего параметра подбирается недостающее условие, которое, тем не менее, не с чем сравнить. Такие эксперименты не являются основной для валидации.

Однако в эксперименте могут присутствовать косвенные данные, позволяющие восстановить неизвестное условие и оценить его неопределённость. Например, в описании эксперимента COLIMA [251], где исследовался выход ПД из прототипного расплава кориума, температура кориума, определяющая конечный результат, явно не указана. Но известна температура боковой стенки тигля на уровне расплава, которая на стадии плато может быть принята в качестве характерной температуры кориума. Так же может быть

оценена и погрешность температуры. Это позволяет использовать эксперимент для валидации модели выхода ПД из ванны расплава.

Также в описании расчётной модели необходимо привести данные об использованных материалах и их свойствах, соответствии материальному составу моделируемой части экспериментальной установки. Если в эксперименте используются материалы, для которых в интегральном коде отсутствуют встроенные свойства или встроенные в код свойства изменяются пользователем по каким-то причинам, следует явно указать использованные свойства и ссылки на соответствующие источники данных, или обосновать причину изменения встроенных свойств.

Для свойств воды или водяного пара следует указать использованные формуляции. Если в эксперименте вместо обычной воды используется тяжёлая вода (как, например, в экспериментах IFA 650.10, IFA 650.11 на установке HALDEN) или вода с примесями (например, с борной кислотой, как в эксперименте i5.1 на установке PKL), необходимо привести пояснения, как учитывались свойства тяжёлой воды или обосновать использование свойств обычной воды.

Частым недостатком экспериментов, особенно интегральных и при высоких температурах, является отсутствие или очень ограниченная информация о зависимости тепловых свойств теплоизоляционных материалов от температуры. Более того, как показывает опыт, в ходе экспериментов свойства могут принципиально меняться, например, из-за недостаточного просушивания теплоизоляции после настроечных пусков установки или попадания пара внутрь теплоизоляции вследствие разрушения обечайки рабочего участка. Поэтому в описании свойств следует указывать, как учитываются подобные условия в расчётах.

Важным аспектом валидации является использование при моделировании экспериментов свойств базовых материалов, т.е. материалов, которые будут использоваться при моделировании тяжёлых аварий на энергоблоках АЭС (UO<sub>2</sub>, Zr, ZrO, ZrO<sub>2</sub>, (U,Zr)O<sub>2</sub>, стали, B<sub>4</sub>C и т.д.). Это является необходимым условием для переноса погрешностей, полученных в результате валидации, на реакторные задачи. В противном случае использование результатов валидации при расчётах аварий методически некорректно.

Например, в эксперименте может использоваться необлученное топливо. При валидации используются свойства (например, теплопроводность и температура плавления) также необлученного топлива. Поскольку свойства облученного и необлученного топлива отличаются, ограниченная прототипность эксперимента даёт повод к указанию в области применения кода, что найденная погрешность моделирования физического процесса применима только к свежезагруженному топливу, но не определена для облученного топлива. Если же в эксперименте используется облученное топливо, а задаются свойства для необлученного топлива, найденная погрешность фактически включает в себя неопределённость свойств, но при этом и в реакторных расчётах необходимо использовать свойства необлученного топлива.

Ещё одним важным атрибутом расчётной модели являются параметры физических моделей, задаваемые в расчётах. Любая, даже механистическая модель физического процесса содержит модельные параметры. В расчётах могут использоваться значения параметров, зафиксированные в интегральном коде по умолчанию (например, температура начала учёта окисления Zr, условия разрушения защитного слоя ZrO<sub>2</sub>, характерная скорость стекания капель расплава, параметры конвекции в ванне расплава и т.д.), но также могут использоваться свободные параметры, значения которых не фиксированы и могут задаваться пользователем в расчётной модели. Важно, что фиксированные значения параметров физических моделей, описывающих исследуемые процессы, являются неотьемлемой частью результатов валидации – то есть полученной погрешности модели. Использование в валидационных задачах одних значений параметров, а при решении реакторных задач, в которых проявляются те же явления, что в

экспериментах, и в тех же условиях, других значений – методически неприемлемо, поскольку в этом случае результаты валидации не могут применяться к результатам реакторных расчётов.

По этой же причине при валидации модели физического процесса на разных экспериментах, где проявляется одинаковый процесс, должны использоваться одинаковые значения параметров модели. Такой подход позволяет зафиксировать внутри кода большое количество значений параметров и не вносить дополнительную неопределённость в расчёты реакторных аварий.

В то же время, если в эксперименте присутствуют процессы, не являющиеся непосредственно основным исследуемым процессом или возникающие в непрототипных условиях, использование одинаковых значений для соответствующих физических моделей в расчётах экспериментов и аварий не требуется. Например, в экспериментах VI и VERCORS основным исследуемым процессом являлся выход ПД из топливных образцов в ходе их высокотемпературного отжига в потоке парогазовой смеси разного состава. Но процесс раздутия и разрыва оболочек твэльного образца в этих экспериментах не исследовался, вместо этого в серии VI в оболочке было просверлено миниатюрное отверстие для выхода ПД, а в серии VERCORS отрезки твэлов не имели концевых герметизирующих колпачков. То есть, в части деформации и разрыва оболочки твэла эти эксперименты непрототипны, и для их корректного моделирования необходимо задавать параметр модели оболочки исходно задаются по умолчанию герметичными.

Аналогично, в этих экспериментах тепловой режим оболочек контролировался внешним индукционным нагревом, и в валидационных расчётах температура оболочек и топлива является не валидируемым параметром, а граничным условием. Поэтому в расчёте эксперимента требуется задание параметра модели окисления, отключающего химическое тепловыделение из-за окисления циркониевых оболочек паром. Но в расчёте тяжёлой аварии это тепловыделение по умолчанию включено, поскольку оно является важнейшим параметром, определяющим разрушение а.з.

Фиксирование значений модельных параметров исключает необходимость варьирования их значений в рамках анализа неопределённости при расчётах ТА. Это обусловлено тем, что изменение в расчётах ТА фиксированных значений неизбежно влечет за собой изменение погрешности, ранее определённой в процессе валидации. Т.е. расчёт результирующего параметра, важного для безопасности, теряет важную характеристику – погрешность.

В качестве контрпримера описанных подходов можно привести подход, реализованный в коде MELCOR. В этом коде значения параметров моделей не определены в рамках валидации, но вынесены в зону ответственности пользователя, т.е. они являются свободными параметрами расчётной модели энергоблока. Вследствие этого они вносятся в перечень параметров неопределённости и варьируются при моделировании TA. Фактически, поскольку погрешность моделей, использующих эти параметры, не определена, она включается в неопределённости моделирования TA.

Последнюю характеристику расчётной модели составляют параметры численной модели. К этим параметрам относится, прежде всего, системный шаг интегрирования, а также шаги интегрирования внутри отдельных модулей и частота синхронизации данных между модулями. Поскольку чаще всего в интегральных кодах системный шаг интегрирования определяется автоматически в зависимости от текущих условий в расчёте (например, уменьшается при быстропротекающих или существенно неравновесных процессах), в расчётах пользователем обычно задаётся максимально допустимое значение шага. В описании расчётной модели необходимо отметить, как максимальное значение шага соотносится с критерием Куранта. Иногда максимальное значение шага включается в перечень варьируемых параметров с целью продемонстрировать отсутствие

чувствительности решения к шагу по времени или, в противном случае, оценить соответствующую неопределённость решения.

К параметрам численной модели относятся также предельные невязки итерационного процесса решения уравнений, при которых сходимость решения считается достигнутой. Обычно критерии сходимости фиксированы по умолчанию внутри кода. Если же они задаются пользователем явно, это должно быть отражено и обосновано в описании расчётной модели, с рекомендациями по заданию таких критериев в расчётах ТА.

#### 4.7.4 Выполнение референтного расчета эксперимента

На четвёртой стадии валидации выполняется так называемый «референтный» расчёт. Определение термина «референтный расчет», используемого в контексте этой работы, следует определению, приведенному в отчёте МАГАТЭ [292]: «расчёт с использованием номинальных, средних значений входных величин и значений по умолчанию для опций компьютерного кода и входных данных для моделей». Введение этого термина необходимо для того, чтобы выделить две группы расчетов, проводимых с помощью интегрального кода в процессе его валидации – расчёта с номинальными, средними значениями входных величин и расчетов, проводимых с учётом неопределённостей входных параметров.

Смысловая функция референтного расчёта включает следующие задачи:

– отладка расчётной модели перед вариантными расчётами (устранение ошибок, уточнение способов учёта особенностей экспериментальной установки, уточнение нодализации, ограничений на временной шаг и т.д.);

– анализ соответствия расчётных и экспериментальных данных и выделение характерных феноменологических окон (в ситуациях, когда на разных феноменологических стадиях эксперимента в расчёте наблюдается существенно различающееся качество воспроизведения измерений, такой подход позволяет отделить проблемные стадии от стадий, где согласие с экспериментом хорошее);

– оценка времени расчёта одного варианта (для определения трудозатрат на вариантные расчёты);

 – формирование базовой расчётной модели для исследования чувствительности результата к детальности нодализации;

– предварительная оценка величины погрешности физической модели с учётом вклада только неопределённости экспериментальных данных;

– в совокупности, по полученным результатам – оценка полезности рассматриваемого эксперимента для общей валидации интегрального кода (возможно, полученные результаты для одного из однотипных экспериментов демонстрируют очень большое отклонение от измерений, и требуется либо корректировка физической модели, либо поиск другого эксперимента).

Перед приведением результатов референтного расчёта должны быть чётко обозначены результирующие параметры, являющиеся целью валидации.

Результаты референтного расчёта представляются в графическом и/или табличном виде вместе с данными измерений и сопровождаются анализом. Экспериментальные значения должны сопровождаться планками неопределенностей, для которых должно быть указано, какому стандартному отклонению или какому разбросу измерений они соответствуют. Размеры маркеров и толщина кривых, описывающих расчёты и экспериментальные данные, должны быть сопоставимы и не должны вносить дополнительную неопределённость в случае оцифровки по сравнению с величиной планок неопределенностей.

Тренды в изменении значений параметров во времени, локальные особенности в поведении результирующих параметров должны быть прокомментированы в тексте с

демонстрацией их соответствия физике процесса. В частности, в расчётах интегральных экспериментов должно быть продемонстрировано взаимное влияние процессов.

Специально должны быть проанализированы в тексте качественные и количественные различия между результатами расчётов и экспериментальными данными.

Качественная оценка точности моделирования экспериментов выполняется как оценка способности интегрального кода прогнозировать фактическое наступление ключевых событий, а также оценка качества воспроизведения поведения временных трендов ключевых параметров. Для исключения двусмысленности оценки качества воспроизведения расчётных параметров рекомендуется использовать критерии согласно шкале МАГАТЭ [292]:

- 1. Отличное согласие результаты расчёта укладываются в границы или лежат вблизи границ неопределённости реперных данных (измерений) в каждый момент времени рассматриваемой стадии эксперимента;
- 2. Разумное согласие отдельные результаты расчёта укладываются в границы неопределённости реперных данных (измерений) и демонстрируют такие же тренды в изменении ключевых параметров во времени, как в реперных данных;
- 3. Минимальное согласие результаты расчёта не воспроизводят часть важных трендов в изменении ключевых параметров, что может приводить к ошибочным выводам в тех областях, где экспериментальные данные отсутствуют;
- 4. Неприемлемое согласие получены значительные отличия между результатами расчётов и экспериментальными данными, которые не поддаются объяснению.

Значимыми в количественном выражении являются отклонения расчётных данных от экспериментальных данных, выходящие за пределы планок неопределённости экспериментальных данных. Для таких отклонений, особенно для разных временных трендов параметров в расчёте и эксперименте, должны быть даны пояснения. Если в качестве причины приводятся особенности эксперимента, такие утверждения должны быть надёжно аргументированы. Распространённой практикой является перенос причин несоответствия расчётных и экспериментальных результатов на недостатки эксперимента. Эффективной, оправдавшей себя практикой валидации является поиск причин расхождения прежде всего в коде или в недостаточно глубоком изучении деталей эксперимента и постулирование корректности эксперимента. Только когда на то есть весомые и проверяемые основания, можно ставить под сомнение результаты измерений.

Метрикой сравнения результатов референтного расчёта с экспериментальными данными является относительное или абсолютное отклонение расчетных значений от измеренных. Для параметров, характеризующихся малыми значениями по сравнению с характерной величиной абсолютного отклонения, использование относительного отклонения неудобно, поскольку получаемые значения составляют сотни-тысячи процентов. Это характерно, например, для таких параметров как паросодержание, концентрация, доля вышедших ПД относительно накопленных в топливе, доля взвешенной пыли относительно исходно осажденной, активность ПД и т.п. В таких случаях удобнее и понятнее использование абсолютных отклонений.

Для серии подобных экспериментов или подобных измерений в пределах одного эксперимента проводится оценка среднего отклонения и его стандартной неопределённости с использованием статистических методов.

## 4.7.5 Анализ погрешностей и неопределенностей

Следующий, пятый этап валидации – оценка погрешностей и неопределенностей кода. Выбор метода оценки погрешностей и неопределенностей определяется целями и задачами анализа неопределенности (АН) результатов расчетов ТА, которые планируется выполнить с помощью этого кода. То есть уже на этапе валидации необходимо разработать подход к АН в расчетах ТА и определить, как результаты анализа неопределённостей и погрешностей кода будут учитываться в расчётах реакторных задач.

Например, в подходе GRS целью АН для ТА является определение границ толерантного интервала для значений параметров, важных для безопасности. В качестве метода АН для ТА используется трансформирование (проведение) неопределенностей через интегральный код. Здесь роль АН при валидации кода состоит в установлении перечня входных параметров и их неопределенностей в виде функций распределения вероятностей (ФПВ). Результатом валидации на экспериментальных данных является толерантный интервал выходного параметра, причем валидация считается успешной, если границы толерантного интервала охватывают измерения. В противном случае выполняется корректировка перечня неопределенных параметров и/или их ФПВ. Входные параметры и их ФПВ, установленные в ходе валидации, далее используются при АН расчётов ТА. Таким образом, они характеризуют и транслируют прогнозные возможности кода непосредственно в результаты расчета ТА.

Для ФММ, основанных на использовании кода СОКРАТ, предлагается другой подход к АН. В этом подходе цель анализа АН для ТА заключается в получении не толерантного интервала, а среднего значения параметра, важного для безопасности (этот вопрос более подробно обсуждается в главе 6). Основная роль АН при валидации кода состоит в оценке погрешности расчета этого параметра, обусловленной допущениями, используемыми разработке ФММ физических процессов при («модельной погрешности»  $\overline{E}$ ). Эта погрешность далее используется как поправка к результатам расчетов ТА. В рамках этого же подхода проводится оценка погрешностей отдельных моделей кода с целью их квалификации. При валидации интегрального кода СОКРАТ был апробирован подход к анализу погрешности на основе идей, представленных в стандарте ASME V&V20 применительно к CFD расчётам [293]. Модельная погрешность оценивается как отклонение расчетных значений от реперных значений (измерений), использованных при валидации. Также результатом валидации является оценка неопределенности  $u_{val}$ , связанной с оценкой модельной погрешности  $\overline{E}$ . В значении  $u_{val}$ учитываются неопределенности измерений, неопределенности результатов расчетов, возникающие из-за неопределенностей входных данных (параметров моделей, начальных и граничных условий), а также неопределённости, связанные с дискретизацией системы уравнений. Для определения составляющей неопределённости uval, связанной с неопределенностями входных данных, выполняется трансформирование неопределенностей входных данных при выполнении расчётов по СОКРАТ с использованием метода Монте-Карло. Этот подход вошёл в РБ-166-20 [294] и подробно описан в Приложении 4 к этому руководству. Примеры практического применения этого подхода представлены в статьях [37], [274], [275].

Большой объём статистических данных, полученных в результате выполнения многовариантных расчётов эксперимента в рамках анализа погрешности и неопределённости, позволяет также выполнить анализ чувствительности целевого параметра к входным параметрам неопределённости. Целью анализа чувствительности является проверка соответствия отклика, который демонстрирует модель при возмущении входных параметров, физике процесса. Второй функцией анализа чувствительности является выявление параметров, которые оказывают наибольшее влияние не результат. Это позволяет сформулировать рекомендации пользователю при расчётах ТА.

# 4.7.6 Выводы о возможностях и ограничениях программы для ЭВМ в части моделирования совокупности взаимосвязанных процессов и явлений

Заключительными стадиями валидации являются выводы о возможностях и ограничениях программы для ЭВМ, анализ извлеченных уроков и формулировка рекомендаций по разработке расчётных моделей для расчётов ТА.

По результатам выполненных исследований делается качественная оценка возможности интегрального кода моделировать рассмотренные процессы и их взаимное влияние, а также кратко указывается область определяющих параметров (при каких

температурах, для какого топлива, в атмосфере какого состава, в какой геометрии и т.д. полученные результаты обоснованы). Специально выделяются условия, при которых модели интегрального кода демонстрируют тенденции к заметной переоценке или недооценке экспериментальных данных, указывается количественное выражение этих отклонений в виде оцененных погрешностей валидации. Должны быть проанализированы причины отклонений и даны рекомендации для их уменьшения. Для получения итоговой количественной оценки модельной погрешности и её неопределенности для частных результатов, полученных при валидации на серии однотипных экспериментов, проводится статистический анализ этих метрик.

Результаты валидации, полученные на однотипных экспериментах, сопоставляются друг с другом. В частности, представляет интерес сопоставление погрешностей, полученных при моделировании интегральных экспериментов, с результатами валидации на экспериментах по исследованию отдельных явлений. В случае выявления противоречий между результатами должны быть проанализированы возможные причины.

Необходимо обозначить классы ТА и стадии внутри этих классов, на которые распространяются результаты валидации.

Случаи недостаточного количества экспериментальных данных для формулирования надёжных выводов о возможностях моделей или случаи недостаточно измерений В экспериментах должны указываться явно. точных Например. зарегистрированный выход отдельных ПД из топлива может быть настолько мал, что экспериментаторами даётся только верхняя оценка выхода. Рекомендуется приводить ссылки на альтернативные экспериментальные исследования, которые могут позволить получить более точную количественную оценку. Это позволяет сформировать, в том числе, план дальнейшего расширения валидационной базы, а также планировать дополнительные экспериментальные исследования.

Следует привести информацию, какой вид неопределённости вносит наибольший вклад в неопределенность валидации  $u_{val}$ . Это позволяет определить пути снижения общей неопределенности валидации.

На основании результатов анализа чувствительности выделяются входные параметры, оказавшие наибольшее влияние на результирующий параметр.

# 4.7.7 Извлеченные уроки и рекомендации по разработке расчётных моделей для расчётов ТА

Также на заключительной стадии валидации следует сформулировать, какие практически важные уроки были извлечены из результатов валидации и какие рекомендации могут быть даны пользователю для учёта результатов валидации в расчётах ТА на энергоблоках ВВЭР. Эти уроки и рекомендации должны быть включены в соответствующие разделы Руководства пользователя интегрального кода.

Если по разным причинам исследованный эксперимент не был использован для оценки модельной погрешности параметра, важного для безопасности (недостаточная прототипность материалов, условий, большие неопределённости измерений), это должно быть отмечено явно, с пояснением, какие полезные уроки удалось, тем не менее, извлечь из выполненных расчётов. Например, расчёты демонстрируют качественно верные результаты в эксперименте с непротипным для ВВЭР материалом, но полученные погрешности свидетельствуют об общей корректности физических и расчётных моделей, которые целесообразно в дальнейшем валидировать на прототипных экспериментах. Или использованный эксперимент, аналитическая задача представляют собой стандартный тест численной устойчивости моделей (например, задача о манометре) или тест на возможность учёта большой неравновесности условий (серия теплогидравлических экспериментов Бартоломея по межфазному теплообмену [296]).

В качестве примеров ниже приводятся обобщённые формулировки уроков и рекомендаций на основе результатов валидации кодов СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3.

#### Перенос результатов валидации на реакторные задачи

Полезной информацией является качественная оценка влияния полученных систематических погрешностей модели на результаты расчёта параметров, важных для безопасности при моделировании ТА.

Например, погрешность оценки массы воды в первом контуре (или погрешность потери массы воды из первого контура), полученная в результате моделирования интегрального эксперимента, воспроизводящего аварийные режимы с длительным расхолаживанием а.з. при частично заполненном первом контуре, позволяет дать прогноз по погрешности определения запаса времени до ожидаемого разогрева а.з.

В качестве другого примера можно привести расчётную задержку (или, наоборот, недооценку измеренного времени) выхода на номинальный режим расхода теплоносителя в экспериментальной модели ГЕ-2. Эту особенность кода следует учитывать при моделировании системы ГЕ-2 в расчете ТА, то есть рекомендуется анализировать влияние задержки работы ГЕ-2 на моделирование процесса залива а.з.

При оценке взрывоопасности среды под ГО необходимо учитывать погрешности расчетов мольных долей пара, кислорода, и водорода.

Также полученные при валидации погрешности позволяют использовать данные о систематической переоценке или, наоборот, недооценке экспериментальных данных для интерпретации и оценки результатов анализа неопределённости и чувствительности расчётов ТА.

Некоторые погрешности могут также использоваться в качестве входных данных для анализа неопределённости – например, погрешность (и неопределённость погрешности) расчёта мощности ОТВ могут использоваться для задания диапазона варьирования параметров, определяющих расчёт мощности ОТВ при моделировании ТА.

#### Анализ полученных погрешностей

В случае преобладающей роли неопределенности измерений в общей неопределенности валидации возможным решением является поиск или проведение экспериментов с более качественной системой измерений. Например, при валидации кода СОКРАТ-В1/В2 был получен широкий интервал неопределенности модели окисления стали, и в значительной степени он был обусловлен большой неопределённостью измерений в рассмотренных экспериментах. Поэтому был сделан вывод, что для повышения точности соответствующей модели окисления в СОКРАТ-В1/В2 требуется дополнительная валидация на экспериментальных данных, однако в настоящее время данные по высокотемпературному окислению прототипных сталей ВВЭР в открытых источниках отсутствуют. Это определяет необходимость дополнительных экспериментов.

Практический интерес может представлять оценка влияния полученных систематических погрешностей на другие процессы при различных классах ТА. Например, это может быть важно для теплогидравлических процессов, моделирование которых в интегральных ТА кодах выполняется не настолько точно, как в системных теплогидравлических кодах, но в то же время влияет на процессы переноса и осаждения радиоактивных веществ, нейтронно-физические процессы в а.з., эффективность безопасности. Например, пассивных систем погрешность расчёта объёмного паросодержания в а.з. должна учитываться при оценке надёжности прогноза реактивностных эффектов в рамках расчёта повторной критичности а.з.

#### Феноменологические особенности, определяющие развитие ТА

По результатам валидации можно выделить важные феноменологические факты, которые следует учитывать при моделировании ТА, в том числе при разработке противоаварийных стратегий и мер по управлению ТА. В таблице 4.21 приведены примеры таких фактов, выявленных при валидации СОКРАТ-В1/В2.

Таолица 4.20 - Феноменологические особенности тА, выявленные в экспериментах и подтвержденн	ыс в лоде валид	
Феноменологическая особенность	Эксперимент	Учёт при анализе ТА
Циркониевые оболочки имитаторов твэлов достигли температуры плавления, но расплав не вышел на	QUENCH-15	РУТА
поверхность оболочек вследствие образования достаточно толстого оксидного слоя (620 мкм в горячем		
пятне) на стадии предварительного окисления и разогрева перед заливом.		
После начала залива водой сборки имитаторов твэлов, перегретой до 2150 К, не наблюдалось существенной		
эскалации температуры, а дополнительная генерация пара составила всего 15 % от полного источника за		
всё время эксперимента		
Дополнительный перенос энергии с расплавом легкоплавких материалов (например, стержня-поглотителя)	CORA-W2	Учёт в модели а.з.
в нижнюю, более холодную часть ТВС, ускоряет предпрогрев, окисление и разрушение этой части ТВС.		проектного количества
Формирование эвтектических композиций существенно влияет на динамику разрушения а.з. и		стержней ОР СУЗ. Учёт
формирование источника водорода		физической модели
		эвтектики сталь-В <sub>4</sub> С
Интенсификация окисления и разрушения сборки ВВЭР в случае ее залива при температурах порядка ~2020	ПАРАМЕТР-	РУТА
К после выдержки в потоке воздуха с небольшим расходом (дополнительная генерация водорода до 80%)	SF4	
Подача воды в верхнюю часть ТВС, разогретой до ~2273 К, приводит к резкой эскалации температур,	ПАРАМЕТР-	РУТА
плавлению, масштабному разрушению твэлов и выходу дополнительной массы водорода	SF1	
При комбинированном заливе водой (одновременно снизу и сверху) предокисленной сборки, находящейся в	ПАРАМЕТР-	РУТА
неизменённой геометрии при температуре 1500°С, выход водорода мал. Слой ZrO2 на поверхности твэлов	SF2	
из сплава Э110, образованный при температуре около 1200°С и выше, создает эффективную защиту от		
окисления металлической части оболочки при заливе. Эффект отшелушивания оксидной плёнки, имевший		
место в эксперименте при разогреве со скоростями ~0,1 К/с в диапазоне 800-1100°С, не оказывает		
принципиального влияния на поведение сборки при дальнейшей эскалации температур (выше 1150°С)		
Возможность как практически полного вытеснения воздуха из подкупольных помещений на этапе	VANAM M3	РУТА, размещение ПКРВ
истечения пара из первого контура, так и интенсивного перемешивания среды в случае появления		-
источника горячей парогазовой среды в нижних помещениях ГО		
Разнонаправленный эффект работы спринклерной системы: перемешивание атмосферы способствует	NUPEC Test	РУТА, размещение ПКРВ
снижению локальных мольных долей, конденсация пара приводит к росту мольной доли водорода. В то же	M-7-1	_
время функционирование спринклерной системы в перегретой атмосфере приводит к испарению		
спринклерных капель и росту концентрации (мольной доли) пара, являющегося основной демпфирующей		
компонентой с точки зрения водородной безопасности		

# Таблица 4.20 - Феноменологические особенности ТА, выявленные в экспериментах и подтверждённые в ходе валидации СОКРАТ-В1/В2

Как следует из таблицы 4.21, большое количество важных феноменологических данных было получено из интегральных экспериментов с повторным заливом ТВС. Эти уроки следует учитывать не только при разработке мер по управлению авариями (РУТА), но также и при разработке расчетных моделей энергоблоков ВВЭР. Важно учитывать в расчётных моделях все возможные пути поступления воды в а.з. Вода может поступать в а.з. не только от систем безопасности (САОЗ НД, САОЗ ВД, ГЕ САОЗ, СПЗАЗ), но также в результате отложенного дренирования КД, обратного тока конденсата из ПГ, передавливания уровня в гидрозатворах холодных ниток в сторону ГЦН, из-за выравнивания уровней между а.з. и опускным участком реактора.

Выявленные при валидации феноменологические особенности могут не учитываться непосредственно внутри физических моделей кода, и для их учёта требуется использование инженерных подходов. Если при валидации была продемонстрирована такая возможность путём использования базовых средств интегрального кода, необходимо отдельно привести рекомендации по переносу этой возможности с моделирования экспериментов на расчёты ТА. Например, для моделирования переноса тепловой мощности из оксидного слоя в металлический слой ванны расплава в НКР при помощи кода СОКРАТ-В1/В2 используется инженерный подход, апробированный при валидации на экспериментах ВАLI.

Другим примером эффективно учитываемой феноменологической особенности в коде СОКРАТ/ВЗ является постулирование гомогенной конфигурации бассейна расплава в расчётах взаимодействия расплав—бетон, поскольку вследствие газообразования расплав интенсивно перемешивается барботирующими через него газами, что было подтверждено экспериментальными наблюдениями [142], [143] и использовалось при валидации модели.

#### Нодализационные схемы

Важным результатом валидации на большом количестве экспериментов, и по исследованию отдельных явлений, и, в особенности, интегральных, является выбор оптимальной нодализации для корректного моделирования физических процессов и учёта феноменологических особенностей, проявившихся в экспериментах и воспроизведённых при валидации интегрального кода. В результате могут быть сформулированы рекомендации по нодализации гидравлических и тепловых элементов РУ.

Полезными для пользователя результатами валидации являются следующие выводы разработчика применительно к конкретному физическому процессу или совокупности взаимосвязанных процессов:

– заключение об отсутствии влияния или степени влияния на результаты кратного измельчения расчетных ячеек, сделанное на основании исследования сеточной сходимости (с точки зрения точности результата, устойчивости расчёта);

- оценка влияния уточнения сеток на процессорное время расчета;

– рекомендованные характерные размеры расчётных ячеек для отдельных элементов энергоблока;

– рекомендации по более точной нодализации отдельных участков;

– продемонстрированная возможность использования грубой нодализации расчетной области без применения специальных моделей для учёта специфических условий, наблюдавшихся в эксперименте.

Относительно недопустимости чрезмерного дробления расчётных ячеек в моделях теплогидравлики интегральных кодов важно учитывать следующую логику. Ограничение снизу на размер расчетных ячеек связано, во-первых, с объемным усреднением уравнений сохранения, на которых основана двухжидкостная модель двухфазного потока, и, вовторых, с использованием в одномерном коде эмпирических и полуэмпирических замыкающих соотношений. Характерная длина, на которой усредняются уравнения сохранения (энергии, массы и импульса), может иметь как довольно малый масштаб – порядка размера микропузыря, так и достаточно большой – порядка размера парового

снаряда при снарядном режиме течения. Эмпирические корреляции обобщают экспериментальные данные, полученные на соответствующем эксперименту линейном макромасштабе, и они эффективно учитывают локальные микропроцессы и возможные двух- и трехмерные процессы, протекающие именно на этом макромасштабе. Поэтому выбор размера расчётной ячейки менее макромасштаба эксперимента фактически выводит расчёт за пределы области применения корреляции и может приводить к некорректным результатам.

Рекомендации по минимально необходимым и/или характерным числу и размерам расчётных ячеек определяются по результатам моделирования как экспериментов по отдельным явлениям, так и интегральных экспериментов. Например, из экспериментов по отдельным явлениям может быть определено и минимально необходимое, и достаточное число расчётных ячеек для корректного моделирования процессов раздутия и разрыва оболочек твэлов, процесса осаждения на дно и остывания горячих частиц расплава при взаимодействии с водой в НКР. А моделирование интегральных экспериментов определяет рекомендованное число расчётных ячеек для связанного моделирования динамики разрушения сборки твэлов и интегрального выхода водорода.

Рекомендации более точной нодализации характерны для моделирования процессов конденсации паров, осаждения аэрозолей на начальных участках трубопроводов. Так, для теплообменных труб ПГ рекомендуется варьировать размер ячеек в направлении от начального участка к выходному для более точного воспроизведения градиента температур и паросодержаний по длине труб. При этом должен быть указан характерный диапазон размеров ячеек.

Возможности грубой нодализации могут быть особенно важны для моделирования процессов в помещениях под ГО, поскольку обычно в интегральных кодах для этого используются модели в сосредоточенных параметрах, не позволяющие учитывать локальные эффекты (струи, особенности геометрии) и оперирующие обобщёнными величинами. При использовании таких моделей процессорные затраты весьма чувствительны к количеству расчётных ячеек, особенно если выполняются расчёты также и аэрозольных процессов. Так, по результатам моделирования при помощи СОКРАТ-B1/B2 экспериментов PANDA было показано, что в авариях, где в подкупольном пространстве ожидается стратификация пара и водорода на фазе истечения теплоносителя и разрушения а.з., для прогнозной оценки изменения давления и мольных долей компонент газовых смесей под ГО допустимо использовать грубую нодализацию расчетной области без применения специальных стратегий, направленных на моделирование струйных течений.

Также на основании результатов моделирования интегральных экспериментов или режимов на реальных энергоблоках АЭС можно определить следующие рекомендации по нодализации отдельных элементов энергоблока:

– использование оригинальной схемы нодализации для корректного моделирования отдельных физических процессов (например, эффективного учёта многомерных процессов в больших объёмах при помощи базовых одномерных моделей – конвективных течений в помещениях под ГО, в а.з., во втором контуре ПГ, в БВ);

– использование одноканального или двухканального приближения гидравлической модели а.з. (по результатам моделирования интегральных экспериментов с моделями ТВС) для обеспечения правильного распределения температуры по твэлам;

– способы моделирования тройников с разделением потока и со слиянием потоков теплоносителя;

– схемы для моделирования теплообмена в змеевиковом пучке ТОТ ПГ;

– схема измерения уровня в ПГ;

– нерекомендуемые нодализационные решения.

Под оригинальной схемой нодализации понимается апробированная при валидации схема, позволившая правильно воспроизвести физические процессы с учётом

возможностей и ограничений соответствующей модели. Например, такая схема может предполагать рекомендации по связи расчётных ячеек под ГО для корректного учета возможных режимов с образованием или разрушением стратификации среды между помещениями под ГО, для перемешивания среды между горизонтально расположенными помещениями. Другим практическим примером такой схемы является детализированная модель ПГ ВВЭР с разбиением второго контура на опускной и подъёмный участки с поперечными связями для обеспечения непрерывной циркуляции котловой воды, которая была апробирована и рекомендована к использованию в реакторных расчётах по результатам моделирования инцидента на энергоблоке 1 Калининской АЭС при помощи СОКРАТ-В1/В2.

Вывод о допустимости использования одноканального приближения для моделирования групп TBC близкого тепловыделения, сделанный на основе моделирования интегральных экспериментов CORA-W2, QUENCH, ПАРАМЕТР-SF, Phebus-FPT, является важным выводом, поскольку существенно упрощает нодализацию а.з. Причем здесь важна допустимость использования этого приближения на всех стадиях, от предокисления до повторного залива водой.

К рекомендациям по нодализации можно отнести также и практические возможности моделирования, явно не отражённые в Руководстве пользователя, но испытанные в ходе валидации. Например, возможность задания предокисленной оболочки твэла путём явного задания тонких (микронных) слоев α-Zr и ZrO<sub>2</sub>.

Важным вопросом моделирования теплогидравлических процессов в первом и втором контурах РУ при помощи интегральных ТА кодов является моделирование критического истечения теплоносителя. Этот процесс является определяющим и для хронологии, и для последствий ТА. Поэтому по результатам валидации должны быть даны рекомендации по правильному учёту особенностей теплогидравлической модели при задании узлов критического истечения во входном наборе энергоблока АЭС. В том числе, рекомендации по обеспечению согласованного расчета критических и докритических режимов истечения среды разного фазового состава, а также пояснение последствий при несоблюдении этих рекомендаций.

#### Анализа чувствительности

Анализ чувствительности также представляет собой эффективный метод получения практически важных рекомендаций пользователю кода. Его результаты показывают, какие параметры в реакторных расчётах могут определять точность прогнозной оценки для параметра безопасности. Например, ИЗ показанной при нелевого валилании чувствительности максимальной температуры оболочек имитаторов твэлов к расходу подаваемой воды и мощности тепловыделения можно сделать вывод, что для правильного прогноза максимальных температур оболочек твэлов в аварийных сценариях с потерей теплоносителя на РУ важен корректный расчёт гидростатического напора в опускном участке реактора, определяющий расход повторного залива а.з. снизу, а также расчёт величины остаточного тепловыделения в топливе.

#### Обеспечение численной устойчивости расчётов

Для обеспечения воспроизводимости результатов, особенно в связи с необходимостью выполнения анализа неопределённости при моделировании TA, следует внимательно относиться к заданию в расчётах максимального системного шага интегрирования. Должны быть даны рекомендации пользователю, до какого предела превышение критерия Куранта не приводит к изменению результатов моделирования.

В случае выявленной чувствительности модели отдельного физического процесса к величине системного шага по времени следует указать это явно, а также привести меру влияния шага по времени на результирующий параметр и возможные способы устранения этого влияния. Кроме ограничения максимального расчётного шага по времени, могут быть представлены и другие рекомендации по повышению устойчивости и точности работы кода в конкретных условиях.

# 4.8 Выводы по главе 4

В главе 4 рассмотрены методические аспекты валидации интегральных тяжелоаварийных кодов. На основе таблиц представительных процессов и явлений, описанных в главе 2, разработаны матрицы валидации интегральных кодов, охватывающие процессы на различных стадиях ТА и в разных элементах энергоблока ВВЭР. Для каждого явления приведены краткие характеристики выбранных экспериментов, рекомендуемых для использоавния при валидации моделей кода.

Также разработаны и описаны общие методические подходы к выполнению валидационных исследований применительно к ТА на энергоблоках ВВЭР. Реализация разработанных методических подходов к валидации позволяет определить данные, которые будут использоваться при получении и обработке результатов численного моделирования ТА на энергоблоке АЭС в рамках обеспечения наилучшей оценки прогноза.

# 5 КВАЛИФИКАЦИЯ РАСЧЁТНЫХ МОДЕЛЕЙ ЭНЕРГОБЛОКА

Четвёртым этапом создания ФММ, следующим после выбора и валидации интегрального кода, является построение расчётных моделей энергоблока для использования в расчётах ТА. Расчётные модели включают нодализационные и расчётные схемы элементов энергоблока и учитывают особенности моделируемого эксплуатационного состояния. В отечественной нормативной базе (п. 15.3 НП-006-16 и в пп. 5.1.6 и 5.3.3 РБ-001-19) определяется необходимость для всех программ, использованных для выполнения анализов безопасности, приводить нодализационные схемы, использованные для выполнения анализа, включая обоснование возможности их применения для выполняемого анализа.

Основная цель четвёртого этапа методического подхода заключается в обеспечении соответствия разрабатываемых расчётных моделей (нодализационных схем) энергоблока и его элементов конструктивным и проектным особенностям с целью обеспечения реалистического прогноза (наилучшей оценки прогноза) при моделировании ТА. Соответствующая методика, называемая квалификацией расчётных моделей, изначально была разработана и апробирована в расчётах проектных аварий РУ PWR. В данной работе она адаптирована и расширена для подготовки расчётных моделей энергоблоков ВВЭР, предназначенных для использования с интегральными ТА кодами на примере кода СОКРАТ. Методика позволяет выявлять ошибки при переносе проектно-конструкторских данных в ФММ, актуализировать расчётные модели при модернизации энергоблока или адаптировать их к подобным энергоблокам, упрощает использование ФММ разными пользователями и т.д.

Рекомендации по квалификации расчётных моделей энергоблоков ВВЭР приводятся с акцентом на задачи моделирования ТА, поэтому учитывают феноменологию ТА (глава 2), особенности интегрального кода (в качестве примера рассматривается код СОКРАТ, глава 3) и результаты его валидации (глава 4).

## 5.1 Общие подходы к квалификации расчётной модели

Рекомендации и практика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС для теплогидравлических системных кодов сформулированы в документе МАГАТЭ SRS-23 [297]. В основном эти рекомендации применимы также к расчётным моделям интегральных тяжелоаварийных кодов, однако они не учитывают ряд специфических особенностей ТА кодов. Поэтому на базе положений SRS-23 были разработаны методические рекомендации, адаптированные к специфике расчётных моделей энергоблоков ВВЭР и кода СОКРАТ.

Перед началом разработки расчётной модели с целью обеспечения наилучшей оценки на стадии подготовки исходных данных производится поиск необходимых и надёжных данных об энергоблоке. Необходимая информация для создания расчётных моделей ВВЭР может содержаться в следующих источниках:

- ООБ и приложения к ОУОБ действующих энергоблоков;
- альбомы нейтронно-физических характеристик для конкретной топливной загрузки конкретного энергоблока с ВВЭР, распечатки результатов расчётов топливных загрузок;
- чертежи с архитектурными планами на разных высотных отметках и экспликации помещений, чертежи продольных разрезов ГО;
- инструкции по эксплуатации отдельных систем (уставки, технологические защиты, блокировки);
- технологические регламенты;
- альбомы схем реакторного цеха (технологические схемы систем безопасности);

- технические задания на разработку проектно-конструкторской документации элементов оборудования;
- установочные чертежи;
- чертежи с изометрическими схемами трубопроводов и паропроводов;
- дополнения к ТОБ;
- учебно-методические пособия, выпущенные АЭС;
- руководства по управлению тяжёлыми авариями (РУТА).
- документация по пуско-наладочным работам и предпусковым испытаниям.

В SRS-23 уточняется, что все источники данных, используемые для подготовки расчётной модели, должны быть чётко зафиксированы (должна быть дана ссылка на источник). В случае противоречия между разными источниками рекомендуется проверка по третьему независимому источнику, прямой запрос в эксплуатирующую организацию (в т.ч. на АЭС) или непосредственный осмотр энергоблока.

Также для устранения противоречий между источниками допускается сравнение данных о моделируемой станции с данными другой станции, если они выполнены по одному проекту или разработаны одной проектной организацией. Однако применительно к энергоблокам ВВЭР этот способ следует использовать с осторожностью, поскольку он может привести к ошибке из-за частных отличий между энергоблоками даже в рамках одного проекта.

Расчётная модель энергоблока должна быть разработана с учетом рекомендаций, приведенных в Руководстве пользователя интегрального кода, и результатов валидации интегрального кода. Это требует от пользователя глубокого знания возможностей кода и, с другой стороны, особенностей моделируемого объекта. В рекомендациях Ассоциации Европейских организаций технической поддержки (ETSON) [298] указывается, что при экспертизе результатов расчётного анализа ТА организацией технической поддержки надзорного органа «проверяющий должен проверить, использовался ли код опытным пользователем, знакомым с характеристиками кода и обладающим знаниями по выбору входных данных. Пользователь кода должен знать об ограничениях кода» («The reviewer should check if the code has been used by an experienced user, familiar with the code characteristics, knowing how to select inputs that have to be provided. The code user should be aware of the code limitations»).

В связи с тенденциями к расширению перечня сценариев TA, рассматриваемых в рамках анализа безопасности (за счёт учёта результатов ВАБ, мер по управлению аварией), топология нодализационных схем, создаваемых в рамках расчётных моделей энергоблока, должна быть максимально гибкой и универсальной для учёта большого спектра исходных событий и дополнительных отказов. Для исключения влияния нодализации на результаты целесообразно для различных сценариев аварий использовать базовую нодализационную схему.

Расчётные модели должны обеспечивать разумный баланс между учётом особенностей объекта и моделируемых процессов и сохранением приемлемого процессорного времени расчёта. Это особенно важно для реалистического подхода, поскольку он предполагает выполнение множественных вариантных расчётов.

В SRS-23 выделяются две стадии квалификации расчётной модели: соответственно, верификация и валидация расчётной модели. Под верификацией понимается независимая проверка отсутствия технических ошибок при переводе документальной информации в расчётную модель. Верификация существенно упрощается (но не исключается) при использовании пользовательских оболочек (препроцессоров), а также встроенного в интегральный код средства диагностики.

Валидация расчётной модели – это проверка, что расчетная модель корректно и адекватно воспроизводит поведение систем энергоблока. Валидация проводится с целью максимального исключения из расчётов ТА неопределённостей, связанных с неточным описанием энергоблока. Заданные в расчётной модели топологические, массогабаритные,

технологические, временные и т.п. проектные характеристики должны максимально полно соответствовать конкретному энергоблоку с учётом всех изменений его проекта в процессе эксплуатации.

Поскольку верификация расчётной модели представляет собой технический процесс, не зависящий от используемых кодов и моделируемых аварий, далее он не рассматривается, а для краткости термин «квалификация» используется в значении «валидация».

Квалификация расчётной теплогидравлической модели включает следующие этапы:

– проверка сходимости нодализационной схемы по пространству и по времени. На практике это заключается в анализе чувствительности результата к вариациям нодализационной схемы (обычно к удвоению или уполовиниванию числа ячеек) с учётом результатов валидации (раздел 4.7.7);

– проверка балансов массы и энергии в результатах расчётов;

– сравнение распределения объема и давления в расчетной модели с распределением объема и давления реальной установки (например: зависимость объёма от высотной отметки; перепады давления на участках первого контура);

– проверка соответствия расходных характеристик клапанов и паросбросных устройств в открытом положении проектным характеристикам (расходы для однофазных сред);

– проверка стационарного состояния для различных режимов работы установки (отсутствие значительных осцилляций стационарных значений, степень отклонения от идеального стационарного состояния), сравнение с проектными данными АЭС;

– проверка результатов моделирования АЭС при помощи разработанной нодализационной схемы с данными, полученными в ходе переходных режимов на реальной АЭС.

В следующих параграфах приводятся рекомендации по валидации различных элементов расчётной модели энергоблока ВВЭР на каждой из перечисленных стадий, с учётом специфики расчётов ТА и используемого интегрального кода СОКРАТ.

## 5.2 Предыстория работы на мощности

Если в задаче не указано иное, расчёты ТА обычно выполняются для конца топливной кампании, поскольку этому времени соответсвует наибольшее выгорание топлива (а значит, и накопленная активность в топливе). Поскольку в интегральных кодах отсутствует возможность моделирования каждой ТВС в отдельности, в расчётной модели выполняется разбиение ТВС на эффективные группы. При разбиении следует учитывать как особенности теплообмена в а.з. (наличие зоны плато с большей теплонапряженностью и периферийной зоны с менее теплонапряженными ТВС), так и неравномерное распределение ТВС с разным выгоранием по а.з. Для этого необходима информация о распределении относительного энерговыделения в ТВС и выгорания по а.з., причем для каждого цикла топливной кампании (на начало и на конец цикла). Также, поскольку перед началом каждого нового цикла кампании ТВС. Такие данные обычно приводятся в альбомах НФХ топливных загрузок, выпускаемых для каждого энергоблока BBЭP, либо в файлах с результатами расчётов топливных загрузок.

Например, в распределении ТВС по годам облучения в а.з. ВВЭР-1200 периферийная зона существенно отличается по мощности ТВС и условиям теплообмена от зоны плато. Поэтому в одном из возможных вариантов расчётной модели 36 ТВС 4-го года облучения собраны в отдельную группу, а остальные ТВС формируют вторую группу ТВС, куда вошли ТВС 1-го, 2-го, 3-го и 1 центральная ТВС 4-го года облучения.

С учётом схем перегрузки ТВС в ходе топливной кампании рассчитывается история изменения относительного энерговыделения (k<sub>q</sub>) в начале и в конце каждого

цикла кампании. Далее значения  $k_q$  в начале и конце каждого цикла либо усредняются в пределах каждой группы TBC, либо приводятся в неизменном виде в предположении линейности изменения kq в ходе цикла. Строго говоря, это предположение не вполне соответствует действительности, но оно, с одной стороны, обусловлено отсутствием более подробных данных, а с другой стороны, не вносит существенной неопределённости в расчёты, как показывает опыт.

В результате для каждой из эффективных групп ТВС получается таблица истории облучения перед исходным событием аварии. В этой таблице учитывается длительность работы реактора на мощности (характеристика топливной загрузки). Время выдержки без облучения в периоды остановов между циклами в истории нагружения может не учитываться, поскольку в отдельных расчётах было показано, что оно не влияет на результаты расчёта накопления ПД в топливе.

Средние значения выгорания топлива и средние k<sub>q</sub>, рассчитанные для каждой группы TBC, сопоставляются с проектными значениями, осреднёнными по TBC в тех же группах согласно нейтронно-физическим характеристикам загрузки (картограммам выгораний и относительной мощности TBC).

# 5.3 Модель реактора на примере ВВЭР-1200

#### 5.3.1 Общий подход к выделению расчётных ячеек

Для квалификации теплогидравлической части расчётной модели используется метод секущих плоскостей. В рамках этого метода свободное пространство внутри реактора разделяется горизонтальными секущими плоскостями на отдельные участки. В качестве примера на рисунке 5.1 показан реактор ВВЭР-1200 и секущие плоскости.



Рисунок 5.1 – Реактор и секущие плоскости

Координаты основных секущих плоскостей выбираются, в первую очередь, исходя из высотных отметок важных элементов, таких как область входных и выходных патрубков, обогреваемая часть а.з., зона перфорации днища шахты реактора и др. Наряду с основными секущими плоскостями вводятся дополнительные плоскости – для более подробного описания геометрии проточной части различных участков реактора.

В частности, для получения нодализационной схемы реактора рекомендуется использовать следующие секущие плоскости:

– плоскость (0), проходящая через полюс на внутренней поверхности эллиптического днища корпуса реактора;

– плоскость (1), проходящая через нижний ряд отверстий в перфорации эллиптического днища шахты. Выбор координаты для данной секущей плоскости подиктован фактическим соединением двух колен в U-образной системе сообщающихся сосудов (кольцевой опускной участок между корпусом реактора и внешней поверхностью внутрикорпусной шахты и область внутри шахты). При снижении уровня воды в одной из областей до зоны перфорации отверстия открываются для прохода пара, и начинается переток пара и выравнивание давления между областями;

– аналогичная плоскость (2), проходящая через верхний ряд отверстий в перфорации эллиптического днища шахты;

 – плоскости (3) и (4) для выделения теплогидравлической ячейки, к которой будет отнесен материал нижней дистанционирующей решетки а.з.;

– плоскости (18) и (20), проходящие на 100 мм ниже нижних образующих входных и выходных патрубков, и плоскости (19) и (21), проходящие на 100 мм выше верхних образующих патрубков. Таким образом, высоты теплогидравлических ячеек, моделирующих входную и выходную камеры, увеличены по отношению к диаметру патрубков. Это делается исходя из предположения, что, во-первых, при наличии небольшого уровня воды в патрубке при стратифицированном режиме течения вода будет перетекать из патрубка в реактор, поскольку патрубок расширяется в сторону реактора. Во-вторых, появление уровня воды во входной или выходной камере не должно сразу приводить к перетеканию воды по патрубкам в петли. Важно сохранение в модели расстояния между осями входных и выходных патрубков. При этом центры входной и выходной камер модели реактора лежат соответственно на осях входного и выходного патрубков реактора. Также важно сохранение высотной отметки осей входных и выходных патрубков по отношению к координатам обогреваемого участка а.з.;

– плоскость (5), проходящая через нижнюю координату обогреваемой части а.з.
 Аналогично, верхняя координата обогреваемой части а.з. определяет плоскость (15);

– плоскости (6)–(14) в диапазоне высотных отметок, соответствующих расположению ТВС и образующих ячейки нодализационной схемы, определяются геометрией ТВС. Таким образом, подробно моделируются геометрические особенности ТВС, а высоты теплогидравлических ячеек опускного участка принимаются равными высотам ячеек, на которые разбиваются ТВС; обычно длина аксиальных гидравлических ячеек, на которые разбиваются ТВС, составляет 150-350 мм;

 – отдельные плоскости (16) и (17) соответствуют сечению на выходе из необогреваемого участка пучка твэлов (верхние торцы газосборников в твэлах) и верху головок ТВС, соответственно;

– две плоскости, проходящие через нижний торец средней плиты БЗТ (22) и через нижний торец верхней решётки БЗТ (23) – для выделения области расположения БЗТ;

– верхняя плоскость (24), проходящая через полюс на внутренней поверхности крышки реактора. Сохраняется расстояние от полюса днища до полюса крышки реактора.

В проточной части а.з. и СКР отдельно выделяются периферийная и центральная области. В а.з. периферийную область образует пояс из 42 периферийных ТВС. Остальные 121 ТВС образуют зону плато. Иногда зона плато представляется бо́льшим числом групп

ТВС для более точного учёта неоднородности выгорания и энерговыделения ТВС. Область СКР наследует разделение на периферийную и центральную области, но здесь оно условное. Площади проходного сечения периферийной и центральной областей СКР соотносятся как 42/121.

На рисунке 5.2 показаны участки, используемые для построения нодализационной схемы реактора.

Периферийный участок в а.з. и СКР выделяется с целью корректного моделирования охлаждения а.з. при заливе сверху и при комбинированном заливе (сверху и снизу). Согласно результатам экспериментов по исследованию расхолаживания модели ТВС ВВЭР в условиях верхнего и комбинированного залива, полученных в ГНЦ РФ ФЭИ, а также экспериментов на установке UPTF, охлаждающая вода должна поступать по периферийному участку ТВС сверху вниз. Кроме того, учитывая конструктивные особенности РУ ВВЭР, можно сделать вывод, что основная часть охлаждающей воды, подаваемой в область выходных патрубков реактора, движется вниз по периферийной зоне СКР, поскольку движению воды к центру препятствует гидравлическое сопротивление перфорации шахты, перфорации обечайки БЗТ и гидравлическое сопротивление при поперечном обтекании защитных труб БЗТ.



Рисунок 5.2 – Участки, используемые для построения нодализационной схемы реактора

При определении геометрических характеристик (кратность, объём, длина, проходное сечение, гидравлический диаметр) гидравлических ячеек, используемых в расчётной модели для каждого из выделенных объёмов (между секущими плоскостями), используются обычные геометрические формулы на основе данных о размерах областей, с учётом объёма металлоконструкций в этих областях.
Объем теплоносителя в различных участках, образованных секущими плоскостями, должен соотноситься с проектными данными по объёму теплоносителя в различных областях реактора, указанными в ООБ (полный объем воды в реакторе; опускной участок от кольца-разделителя потока до сварного шва приварки днища корпуса реактора к обечайке, включая патрубки; нижняя камера реактора от днища корпуса реактора до низа обогреваемой части а.з. (без опор); опоры до низа обогреваемой части а.з. и т.д.).

При задании длин теплогидравлических компонентов в модели а.з. и TBC следует сохранять следующие проектные геометрические характеристики:

- высота топливной части а.з. в горячем состоянии;

– расстояние от нижней точки эллиптического днища корпуса до начала зоны обогрева;

– длина ТВС, полная длина твэла;

- расстояние от низа хвостовика до начала зоны обогрева;

– расстояние от нижней дистанционирующей решетки до начала зоны обогрева;

- масса ДР в ТВС.

Таким образом, в модели а.з. сохраняется расстояние, которое проходит теплоноситель от входа в хвостовик ТВС до входа в обогреваемую часть ТВС, длина обогреваемой части, расстояние, которое проходит теплоноситель в необогреваемой части пучка твэлов (от верха обогреваемой части до конца газосборников) и расстояние от верхних концов твэлов (концов газосборников) до верха головки кассеты.

Для расчета объемов и длин моделируемых участков используются координаты секущих плоскостей, диаметры и другие специфические размеры. Поэтому координаты плоскостей и характерные геометрические размеры (диаметры, длины участков, длины полуосей эллипсов) рекомендуется отразить в отдельных таблицах. Найденные модельные характеристики для каждого участка также рекомендуется свести в отдельную таблицу и сравнить с проектными данными (см. таблицу 5.1 для примера).

Таблица 5.1 – Сравнение геометрических характеристик моделируемого участка в модели и в проекте

Official	Напорная камера реактора между плоскостями	
Область	Реальный объект	Модель
Количество расчетных ячеек	-	1
Форма моделируемого участка / компонент расчетной модели	объем образован обечайкой шахты минус объем стенок опор ТВС и объем нижней дистанционирующей решетки	Камера (имя)
Высота, м	<l1></l1>	<t></t>
Площадь проходного сечения, м <sup>2</sup>	между опор <a1>; внутри опор плюс перфорация решетки <a2></a2></a1>	<a></a>
Гидравлический диаметр, м	внутренний <dh1> внешний <dh2></dh2></dh1>	<d></d>
Объем, м <sup>3</sup>	<v1></v1>	<v></v>

Отметим далее особенности определения геометрических характеристик некоторых сложных участков, на которые следует обращать внимание при нодализации реактора. В основном эти особенности связаны с конструкцией ВВЭР и носят общий для разных ТА кодов характер, но в некоторый случаях они обусловлены модельными ограничениями используемого кода (в данном случае – СОКРАТ).

#### 5.3.2 Зона входных патрубков

Выбор гидравлического диаметра в области между плоскостями 18 и 19 (камера VESSEL\_INLET) выполняется на основании двух предположений. Во-первых, в стратифицированных режимах при появлении небольшого уровня воды во входной

камере вода не должна сразу поступать в патрубки. Во-вторых, при появлении уровня воды в патрубке вода должна самопроизвольно перетекать в реактор, поскольку патрубок расширяется в сторону реактора. Поскольку теплогидравлический модуль кода СОКРАТ при моделировании растекания воды в стратифицированном режиме в горизонтальных каналах определяет уровень воды, исходя из гидравлического диаметра, гидравлический диаметр области входных патрубков должен быть задан больше, чем диаметр ГЦТ. Поэтому гидравлический диаметр камеры VESSEL INLET принимается равным 1.0 м.

Моделируемый объект имеет достаточно простую геометрию, и скорость потока при течении в нем не меняется (местное сопротивление, обусловленное поворотом потока при выходе из входного патрубка в опускной участок, учитывается в сопротивлении патрубка). Потеря энергии потока при прохождении рассматриваемого участка обусловлена только трением теплоносителя о стенку гладкого (постоянного сечения) канала, поэтому коэффициенты местного сопротивления не задаются.

#### 5.3.3 НКР в области днищ шахты и корпуса реактора

Следует избегать двойного моделирования ВКУ в разных моделях интегрального кода. Так, например, в случае кода СОКРАТ в области ниже хвостовиков ТВС материал внутрикорпусной шахты, а также материал корпуса реактора моделируются модулем HEFEST. Поэтому вводить тепловые структуры модуля РАТЕГ или СВЕЧА для описания этих ВКУ и связывать их с каналом VESSEL DC2 некорректно.

Рассмотрим отдельно ещё одну сложную для моделирования область: объем НКР между секущими плоскостями (0) и (2), рисунок 5.3. Рассматриваемый участок моделируется одной ячейкой-тройником (камерой VESSEL\_BOTTOM). Объем камеры задается равным объему участка, длина камеры задается равной длине участка. Площадь проходного сечения камеры задается равной площади участка напорной камеры в плоскости  $z^2$  внутри днища шахты реактора (данное допущение сделано, чтобы не устанавливать дополнительную диафрагму на выходе канала VESSEL DC2).



Рисунок 5.3 – Нодализационная схема опускного участка между секущими 1 и 2

Гидравлический диаметр камеры задается равным среднему арифметическому из значения на входе (разница между внутренним диаметром днища корпуса и внешним диаметром днища шахты на высотной отметке z<sub>2</sub>.) и значения на выходе (гидравлический диаметр свободного сечения между опорами ТВС в пределах днища шахты).

Квазиканал VESSEL\_ВОТТОМ\_LP1, соединяющий камеру VESSEL\_ВОТТОМ с камерой VESSEL\_LP2, ориентирован вертикально вверх. Площадь проходного сечения квазиканала VESSEL\_BOTTOM\_LP2, соединяющего камеру VESSEL\_BOTTOM с камерой VESSEL\_LP2, задана равной площади проходного сечения в области перфорации днища шахты реактора. Гидравлический диаметр квазиканала VESSEL\_BOTTOM\_LP2 задан равным гидравлическому диаметру отверстий перфорации в нижней части шахты

реактора. Для моделирования потерь энергии (давления) на отверстиях перфорации днища шахты в квазиканал VESSEL\_BOTTOM\_LP1 введено местное сопротивление с коэффициентами потерь, определенными из диаграммы 8-3 справочника Идельчика.

## 5.3.4 Геометрические характеристики поперечных связей между группами ТВС

Теплогидравлические одномерные модели интегральных кодов не содержат отдельного уравнения движения для направления течения, переречного основному потоку теплоносителя. Поэтому для учёта поперечных перетоков теплоносителя используют горизонтальные соединения между соседними ячейками. Остановимся подробнее на определении характеристик этих соединений на примере СОКРАТ. Например, соединение камеры CORE36\_cell01 (нижняя эффективная ячейка обогреваемой части периферийных TBC) с камерой CORE127\_cell01 (нижняя эффективная ячейка обогреваемой части периферийных TBC) с камерой CORE127\_cell01 (нижняя эффективная ячейка обогреваемой части TBC в зоне плато) выполнено с помощью квазиканала FA127\_FA36\_jun01. Площадь проходного сечения и гидравлический диаметр для поперечного потока определяются из геометрии TBC с учетом шага решетки, диаметра твэла и числа зазоров между твэлами в пределах грани. По требованиям кода площадь проходного сечения квазиканала FA127\_FA36\_jun01 не может превышать площадь проходного сечения камеры CORE1\_cell01, с которой соединен данный квазиканал, поэтому в таком случае принимаем, что квазиканал FA127\_FA120 jun01 имеет такую же площадь, как площадь поперечного сечения камеры.

Для учета гидравлического сопротивления пучка твэлов поперечному потоку в квазиканал FA127\_FA36\_jun01 необходимо добавить локальное сопротивление. Коэффициенты локального сопротивления определяются по диаграмме 12-28 (поперечное обтекание пучка гладких труб, расположенных в шахматном порядке) справочника Идельчика по формуле для турбулентного потока  $3 \cdot 10^3 < Re < 10^5$ .

#### 5.3.5 Проточная часть ТВС в области головок между плоскостями 16 и 17

В объем рассматриваемого участка входит весь теплоноситель, находящийся между плоскостями 16 и 17 внутри шестиугольной проекции топливной сборки, включая объем теплоносителя в отверстиях перфорации нижней решетки БЗТ (рис. 5.4). Поскольку перфорация решетки для периферийных ТВС отличается от перфорации для центральных сборок, проточная часть периферийных ТВС в области головок рассматривается отдельно.

Объем теплоносителя в рассматриваемом участке определяется как разность объема шестиугольной призмы высотой L и объема конструкционных элементов (материал головки, циркониевой дистанционирующей решетки, направляющих каналов и части нижней плиты БЗТ). Следует учитывать, что площадь проходного сечения вдоль участка меняется. Между выходом из пучка твэлов и началом материала головки TBC поток течет между направляющих каналов, и площадь проходного сечения наибольшая.

Площадь проходного сечения в вертикальной связи моделируемого участка с областью над нижней плитой БЗТ задается равной площади проходного сечения нижней плиты БЗТ. Причем для центральной и периферийной зон эта площадь различается, в соответствии с отмеченными особенностями перфорации плиты БЗТ. Соответственно, различаются и гидравлические диаметры связей.



Рисунок 5.4 – Нодализационная схема ТВС в области головок

## 5.3.6 Байпас а.з.

В периферийных ТВС имеются пустые направляющие каналы (не занятые пэлами), в центральных ТВС между направляющими каналами и пэлами имеется зазор. Также в каждой ТВС имеется инструментальный канал с каналом для теплоносителя. Все эти каналы образуют байпасный участок, по которому теплоноситель проходит через а.з. без прямого нагрева от твэлов. В целях упрощения расчетной схемы допускается не выделять байпасный участок в отдельный канал нодализационной схемы. Вместо этого он добавляется к проточной части ТВС. Такое допущение не вносит существенную погрешность в результаты, поскольку площадь проходного сечения байпасного канала много меньше площади проходного сечения обогреваемого канала.

Альтернативным решением является объединение всех байпасных каналов в один эффективный канал нодализационной схемы. В этом случае байпасное течение через ТВС моделируется наряду с основным байпасным потоком через аксиальные отверстия внутри выгородки а.з. и в зазоре между выгородкой и шахтой реактора.

Основной байпасный поток моделируется специально (моделируемый участок BYPASS\_BAFF между плоскостями 4 и 17, представляет объем теплоносителя между выгородкой и шахтой, а также объем теплоносителя внутри выгородки. На входе и выходе основного байпассного канала (и байпасного канала внутри TBC, если он моделируется отдельно) необходимо задать коэффициенты местного сопротивления, чтобы обеспечить проектное значение расхода теплоносителя мимо а.з.

### 5.3.7 ТВС, включая хвостовик, пучок твэлов и головку

При моделировании ТВС все твэлы представляются одним эффективным твэлом с кратностью, равной числу твэлов в ТВС. Поэтому хвостовик и головка ТВС также разбиваются на число эффективных элементов, равное числу твэлов, и фактически являются продолжением твэлов. Так, например, нижний аксиальный слой теплового элемента, описывающего ТВС, моделирует материал хвостовика, следующие 10 аксиальных слоев моделируют обогреваемую часть твэлов, затем следует слой, моделирующий газосборники твэлов, и последний слой моделирует часть ТВС над газосборниками твэлов, включая материал головки ТВС.

В аксиальных ячейках необходимо учесть различие материальных радиальных слоев вдоль ТВС. Радиус эффективной ячейки, описывающей хвостовик ТВС, определяется с учётом проектного значения массы хвостовика, числа твэлов в ТВС и высоты ячейки. Аналогично определяется радиус эффективной ячейки, описывающей область головки ТВС.

## 5.3.8 Материал направляющих каналов СУЗ, инструментальных каналов и ДР

Направляющие каналы СУЗ, инструментальные каналы и дистанционирующие решетки целесообразно моделировать одним эффективным тепловым элементом (в схеме для COKPAT – CORE\_GUIDE), отдельно для центральной части и для периферийной части а.з. В области обогреваемого участка размеры этого элемента полностью определяется проектными размерами направляющего канала (НК). Однако кратность теплового элемента должна быть заметно больше числа НК в ТВС, поскольку он учитывает ещё объем циркониевых дистанционирующих решеток и объем инструментальных каналов.

Выделять дистанционирующие решётки в отдельные тепловые элементы можно, но не всегда целесообразно, поскольку такой элемент будет иметь очень тонкие стенки, и при нагреве это может сопровождаться очень интенсивным окислением, генерацией тепла и вызывать численные возмущения в решении. С другой стороны, вклад ДР в массу циркония в а.з. пренебрежимо мал, поэтому проще добавлять массу ДР к массе НК. При этом можно, например, не распределять ДР по всей длине НК равномерно, но локально увеличивать внешний диаметр НК в местах расположения ДР.

По аналогии с нодализацией ТВС, нижний аксиальный слой теплового элемента, объединяющего НК, инструментальные каналы и ДР, моделирует материал нижней стальной дистанционирующей решетки ТВС, следующие 10 аксиальных слоев моделируют объем циркония в направляющих каналах, инструментальном канале и дистанционирующих решетках в пределах обогреваемого участка а.з. Затем следует один слой, моделирующий объем циркония направляющих каналов и инструментального канала в области верхних газосборников твэлов. И последний слой моделирует объем циркония выше газосборников (в области головок TBC). Поскольку распределение объема материалов по высоте теплового элемента неравномерно, для использоавния расчётной модели с кодом СОКРАТ так же, как и для TBC, задается 4 характерных участка разбиения, каждый со своими радиусами.

Для области газосборников (12-я аксиальная ячейка) внешний радиус слоя принимается равным внешнему радиусу направляющего канала, а внутренний радиус уточняется с учетом материала инструментального канала и одной циркониевой дистанционирующей решетки.

Для аксиальной ячейки 13 (область головки TBC) внутренний радиус уточняется с учетом того, что направляющие каналы проходят не по всей длине участка 13.

#### 5.3.9 Материал поглощающих стержней СУЗ

В соответствии с конструкцией поглощающего стержня поглощающий слой моделируется аксиальными участками со 2 по 11, а на участках 1, 12 и 13 стержень состоит только из сплава 42ХНМ. Таким образом, в тепловом элементе, моделирующем поглощающий стержень (на схеме для COKPAT – CONTROL\_ROD) выделяются 3 характерных участка по высоте, с числом ячеек на каждом участке 1, 10 и 2 соответственно.

Для аксиальных ячеек 2–11 внешний радиус равен внешнему радиусу оболочки поглощающего элемента (пэла), а внутренний ненулевой радиус равен радиусу слоя поглотителя.

Внешний радиус нижней (№1) и верхней (2, 13) ячеек модели пэла можно принять равными (в предположении, что объём сплава 42ХНМ равномерно распределён между ними). Они определяются из проектной массы ОР СУЗ, числа пэлов в ОР СУЗ и размеров оболочки пэла (длина, внутренний и внешний радиусы).

#### 5.3.10 Моделирование нижней дистанционирующей решетки а.з.

Основной функцией элемента, моделирующего в расчетной модели нижнюю дистанционирующую решетку а.з. (элемент LGRID на схеме для СОКРАТ), является прогноз момента времени, когда материалы разрушенной части а.з. перемещаются в НКР вследствие её разрушения.

Поскольку в коде СОКРАТ термомеханическое нагружение нижней решётки не моделируется, для определения времени её разрушения используются логические выражения, основанные на общеинженерных оценках. В частности, на основании накопленного опыта расчётных анализов ВВЭР можно рекомендовать использование в расчетной модели комплексного критерия, предполагающего разрушение решётки и перемещение материалов в НКР при выполнении одного из двух условий:

– температура поверхности (в реальном объекте – температура нижнего торца решетки, в модели – температура внешней поверхности, в отличие от внутренней поверхности, на которую выпадают материалы а.з.) нижней дистанционирующей решетки а.з. достигла предельного значения, при котором катастрофически теряется прочность;

– масса перемещенных в НКР материалов достигла величины 80000 кг (в этом случае уровень тепловыделяющего расплава достигает уровня нижней решётки).

Таким образом, основное назначение теплового элемента, моделирующего нижнюю решётки в СОКРАТ (LGRID), – проверка первого условия обрушения.

Если в тяжелоаварийном коде теплогидравлическая модель ориентирована на цилиндрические объекты и при этом не предполагает теплообмен на свободных торцевых

поверхностях цилиндров (как в случае СОКРАТ), для решения тепловой задачи в нижней решётке а.з. необходимо ввести ряд допущений:

- решетка моделируется множеством цилиндрических элементов;

– поскольку нагрев решетки происходит со стороны а.з., т.е. фронт нагрева движется в вертикальном направлении сверху-вниз, характерной величиной, которую необходимо учесть в модели для корректной оценки температуры поверхности нижнего торца решетки, является толщина решетки (100 мм);

– площадь поверхности контакта решетки с теплоносителем является характерной величиной, которую необходимо сохранить в модели;

– материалы разрушенной а.з. перемещаются только на внутреннюю поверхность теплового элемента (поскольку модель не учитывает теплообмен на свободной торцевой поверхности);

– для проверки условия разрушения решётки используется температура внешней поверхности теплового элемента.

Таким образом, решетка моделируется множеством цилиндрических элементов высотой 100 мм и толщиной стенки 100 мм. Необходимо, насколько это возможно, сохранить и характерную толщину решётки, и массу решётки, и поверхность теплообмена.

Кратность определяется из условия сохранения объема (массы) стали и площади контакта с теплоносителем. Объем решетки определяется на основании проектной массы и материала решётки (нержавеющая сталь). Площадь F поверхности контакта решетки с теплоносителем складывается из площади верхнего торца, площади нижнего торца и площади внутренней поверхности отверстий различного диаметра.

При выпадении материалов на внутреннюю границу теплового элемента радиус границы (поверхность границы) уменьшается. Чтобы внутренний радиус не уменьшался до нуля, и сохранялась возможность для стекания материала с внутренней поверхности теплового элемента в НКР, необходимо задать ненулевой минимальный радиус внутренней границы, например, равный 50 мм (PitchInternal=0,05).



Рисунок 5.5 – Нодализационная схема нижней дистанционирующей решетки а.з.

Для определения внутреннего радиуса *r*, внешнего радиуса *R* и кратности т теплового элемента составляется система из трех уравнений с тремя неизвестными:

$$\pi (R^2 - r^2) \cdot L \cdot m = V_{ss}$$
$$R - r = \delta$$
$$m(2\pi p + 2\pi R)L = F$$

где  $\delta$  – толщина решётки (расстояние между торцами), L – высота теплового элемента, которая принимается равной толщине решётки, p - минимальный радиус внутренней границы (PitchInternal), m – кратность.

В третьем уравнении полная площадь контакта теплообмена для теплового элемента определена по внешнему и минимальному (а не внутреннему) радиусам, то есть, вместо внутреннего радиуса взят минимальный радиус, который тепловой элемент будет иметь после натекания на него расплава из а.з..

В результате решения системы уравнений может получиться, что внутренний радиус меньше минимального радиуса, что является некорректным результатом. Получить корректное соотношение минимального и внутреннего радиусов и сохранить

площадь теплообмена F оказывается проблематично. Поэтому рекомендуется уменьшить площадь контакта для теплового элемента, приняв, например, что нижний торец решетки не участвует в теплообмене.

Следует отметить, что основной вклад в нагрев решётки вносит конвективный теплообмен с расплавом, образующимся над решёткой. Но поскольку модель не допускает теплообмен по торцевой поверхности цилиндра, конвективный поток от расплава прикладывается только к внутренней поверхности цилиндра. Эта же поверхность участвует и в других видах теплообмена: излучением с остатками а.з. и водой в НКР, конвекцией с теплоносителем (в любом фазовом состоянии). Внешняя поверхность цилиндра участвует только в теплообмене излучением и конвекцией с теплоносителем.

## 5.3.11 Проверка балансов на стадии разрушения а.з.

В расчётах стадии окисления материалов а.з. следует проверять соответствие генерации (интегрального расхода) водорода, поступающего в гидравлическую систему (ячейку, набор ячеек) в результате окисления циркониевых конструкций, увеличения массы поглощённого кислорода в твёрдых стенках (включая нестехиометрический кислород), а также уменьшения массы теплоносителя между входом и выходом из системы.

На внутрикорпусной стадии ТА также проверяется баланс масс продуктов деления, накопленных в топливе, вышедших в первый контур, осевших на поверхностях первого контура и выброшенных за пределы первого контура.

В расчётах стадии перемещения расплава из а.з. в НКР следует выполнять проверку баланса между уменьшением мощности ОТВ в а.з. и приростом мощности ОТВ в НКР.

### 5.3.12 Сборная камера реактора между плоскостями 18 и 20

Моделируемый участок представляет собой объем внутри шахты реактора от нижней отметки входной камеры до нижней отметки выходной камеры (рисунок 5.6). Рассматриваемый участок рекомендуется условно разделить на внутренний и внешний каналы (на примере схемы для СОКРАТ – соответственно VESSEL\_BZT-i и VESSEL\_BZT-e). Площади проходного сечения каналов соотносятся в соответствии с принятым разбиением СКР. Периферийный канал в СКР выделяется для организации подачи воды через патрубки САОЗ в область внутрикорпусной шахты. Патрубки САОЗ проходят через стенку внутрикорпусной шахты, и вода от ГЕ САОЗ подается в область между перфорированной обечайкой БЗТ и стенкой шахты. На основе оценки геометрии пространства внутри шахты в области БЗТ принимаются следующие допущения:

– вода, поступающая через патрубки САОЗ внутрь шахты, проливается вниз по периферии и не доходит до центральной области БЗТ;

– подачу воды в нодализационной схеме принимается осуществлять в область, центр которой находится ниже оси патрубков САОЗ (на схеме – камера VESSEL\_BZT-е2).

На выходе канала VESSEL\_BZT-e1 задаётся локальное сопротивление, которое моделирует сопротивление перфорации обечайки БЗТ. Коэффициенты сопротивления определяются по справочнику Идельчика (для перфорированной плиты).



Рисунок 5.6 – Нодализационная схема СКР между плоскостями 18 и 20

## 5.3.13 Сборная камера реактора между плоскостями 20 и 21

Моделируемый участок (рисунок 5.7) представляет собой область внутри шахты реактора между нижней и верхней отметками выходной камеры (плоскости 20 и 21). Участок условно делится по радиусу на область внутри обечайки БЗТ и внешнюю область – между обечайкой БЗТ и обечайкой шахты. Поскольку обечайка БЗТ имеет перфорацию, необходимо задать поперечную связь между ячейками, моделирующими области внутри и снаружи обечайки (на схеме для COKPAT – камеры VESSEL\_BZT\_M-i и VESSEL\_BZT\_M-e). Соотношение длины отверстий перфорации в обечайке БЗТ к их эффективному гидравлическому диаметру  $\frac{l}{d_h}$  и отношение площади проходного сечения перфорации» (в качестве площади до перфорации можно взять площадь проходного сечения БЗТ между защитных труб)  $\frac{F_0}{F}$  позволяют определить по диаграмме 8-3 справочника Идельчика коэффициент сопротивления перфорации БЗТ.

Заметим, что площадь проходного сечения внешней камеры (VESSEL\_BZT\_M-e) следует задавать равной площади в преобладающем горизонтальном направлении течения теплоносителя.

Квазиканал BZT\_M\_е-о ориентирован горизонтально: SinInclination=0 и моделирует перфорацию шахты в области выходной камеры реактора. Гидравлический диаметр квазиканала задан равным диаметру отверстий перфорации, площадь проходного сечения квазиканала задана равной суммарной площади перфорации. Гидравлическое сопротивление перфорации определяется по диаграмме 8-3 (для перфорированной плиты при проектном *l*/*d*<sub>г</sub> и Re) справочника Идельчика.



Рисунок 5.7 – Нодализационная схема СКР между плоскостями 20 и 21

### 5.3.14 Выходная камера реактора

Моделируемый участок (рисунок 5.8) представляет собой область между шахтой и корпусом в области выходных патрубков между плоскостями 20 и 21. Кроме того, в объеме участка учтена область над выходными патрубками между корпусом и шахтой от плоскости 21 до плоскости 22.

Длина расчётной ячейки, описывающей этот участок, равна длине участка (расстоянию между секущими плоскостями 20 и 21). Объем ячейки равен объему между секущими плоскостями плюс объём над выходными патрубками между корпусом и шахтой от плоскости 21 до плоскости 22. Площадь проходного сечения камеры задается равной площади проходного сечения участка в горизонтальном направлении, поскольку основное течение через этот участок будет горизонтальным, по направлению в патрубки или из патрубков. На примере схемы для СОКРАТ этот участок моделируется камерой VESSEL OUTLET.



Рисунок 5.8 – Нодализационная схема выходной камеры реактора

Выбор гидравлического диаметра камеры выполняется на основании тех же предположений, исходя из которых был выбран гидравлический диаметр для входной камеры VESSEL\_INLET: 1) в стратифицированных режимах при появлении небольшого уровня воды во входной камере вода не должна сразу поступать в патрубки, и 2) при появлении уровня воды в патрубке вода должна самопроизвольно перетекать в реактор, поскольку патрубок расширяется в сторону реактора.

Поскольку теплогидравлический модуль кода СОКРАТ при моделировании растекания воды в стратифицированном режиме в горизонтальных каналах определяет уровень воды, исходя из гидравлического диаметра, гидравлический диаметр области входных патрубков должен быть задан больше, чем диаметр ГЦТ. Поэтому гидравлический диаметр камеры VESSEL\_INLET принимается равным 1,0 м.

## 5.4 Модель днища корпуса реактора

Подходы к квалификации расчётной схемы для процессов в нижней части реактора рассмотрим на примере схемы для кода СОКРАТ. Моделирование твёрдых стенок в нижней части реактора ВВЭР выполняется в коде СОКРАТ при помощи двумерной конечно-элементной модели (модуль HEFEST) с треугольными или четрырёхугольными линейными элементами. Для построения такой модели можно рекомендовать любой сеточный генератор коммерческих или открытых программ. Например, встроенный генератор ANSYS CFX (препроцессор ANSYS/Prep7) или ICEM CFD. Существует также достаточно большое количество свободно распространяемых генераторов сеток, двумерных и трёхмерных с открытым кодом, – например, генератор gMesh (gmsh).

Сетка конечных элементов для расчётов при помощи модуля HEFEST принципиально не отличается от такой сетки для любой конечно-элементной программы. Построение сеточной модели конструкции включает стандартные этапы: построение геометрической модели конструкции; сеточное разбиение подобластей модели; задание подобластей, границ, физических источников и граничных условий.

Вид расчётной области для ВВЭР-1200 с разбиением на области (площади) приведён на рисунке 5.9. Она включает эллиптическую и цилиндрическую часть днищ реактора и шахты, обечайки корпуса и шахты, опоры ТВС. Обечайка шахты включает в себя также обечайку выгородки (зазором между ними пренебрегается в виду его относительной малости).

Все элементы расчётной области полагаются телами вращения относительно левой границы (оси симметрии). Поэтому опоры ТВС представляются вложенными цилиндрическими слоями. При определении размеров этих слоёв необходимо сохранить проектные значения свободного объёма внутри опор ТВС и объём металла. Высота перфорированной части опор задаётся согласно проектным данным.



Рисунок 5.9 - Эскиз расчётной области для нижней части реактора ВВЭР-1200

Сохранение свободного объёма в расчётной модели позволяет правильно описать максимальное количество материала кориума, которое может переместиться из а.з. внутрь опор TBC. Сохранение массы металла, приходящегося на опоры TBC, обеспечивает корректное моделирование доли стали в расплаве в НКР, что важно для расчёта типа расслоения расплава, максимальной величины теплового потока на корпус и энтальпии расплава. Сохранение проектной площади боковой поверхности стенок опор TBC не так важно, поскольку сам процесс плавления опор происходит достаточно быстро вследствие высокого теплового потока от кориума, и ошибка во времени плавления не критична с точки зрения задачи разрушения и сохранения целостности корпуса.

Объём металла в опорах ТВС включает стенки перфорированной части опор и ножки опор. Объём металла в перфорированной части расчётной модели опор определяется толщиной стенок опор с учётом отверстий перфорации. Расчётная схема должна сохранять объём металла и в перфорированной части, и в ножках опор TBC.

При разбиении построенной расчётной области на конечные элементы рекомендуется использовать регулярные сетки, по возможности без резких изменений размеров в соседних элементах, но учитывая физические особенности процессов в НКР (сгущение сетки в нормальном направлении в местах больших ожидаемых градиентов температуры, сгущение сетки на стенке корпуса реактора для более точного описания стадии плавления и процессов теплопроводности). При построении геометрической модели рекомендуется задавать размеры областей параметрически для обеспечения возможности использования данной модели для других типов РУ ВВЭР, имеющих подобную геометрию.

В результате разработки расчётной сетки для нижней части реактора должны быть созданы следующие файлы, содержащие всю необходимую информацию о расчётной области для включения во входные наборы (в формате модуля HEFEST):

- перечень КЭ с соответствующими номерами узлов;

- перечень узлов с соответствующими координатами (r, z);

– номера узлов для теплообмена на поверхности расплава;

– номера узлов для теплообмена на внутренней и внешней поверхности днища шахты;

– номера узлов для теплообмена на внутренней поверхности днища корпуса реактора;

– номера узлов для теплообмена на внешней поверхности днища корпуса реактора.

В целом, квалификация модели нижней части реактора включает проверку расчетной сетки с точки зрения учета проектной геометрии, соблюдения общих правил построения конечно-элементных сеток, в том числе:

– уточнение толщины и конфигурации границ корпуса реактора, особенно в местах перехода от одной толщины стенки к другой (в области сварного шва);

– оптимизация размеров конечных элементов с уточнением сетки в местах вероятных градиентов температуры, выполнением плавных переходов между размерами соседних элементов;

– сохранение проектной массы стали в схеме опор TBC, массы днища шахты реактора, массы днища корпуса реактора;

– проверка достаточности количества и геометрии фиктивных слоёв для равномерного заполнения расплавом пустого пространства в НКР и опускном участке;

 – отсутствие двойного учёта металлоконструкций в расчётных схемах для модулей, описывающих области над нижней дистанционирующей решёткой а.з. (в случае COKPAT
– модуль СВЕЧА) и под ней (HEFEST);

– соответствие заданных узлов граничных элементов поверхностям, на которых происходит теплообмен стенок с теплоносителем, отсутствие пропущенных узлов.

## 5.5 Модель ГЦТ

Главный циркуляционный трубопровод (ГЦТ) РУ ВВЭР-1000 (кроме проекта В-338), ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ состоит из трех участков: горячей нитки, гидрозатвора холодной нитки и напорной части холодной нитки. Важно четко определить границы каждого из участков в расчётной модели.

За вход в горячую нитку принимается сечение, которое соответствует сварному шву между внутренней поверхностью обечайки корпуса реактора и выходного патрубка реактора. В качестве выходного сечения горячей нитки принимается сечение на уровне сварного шва между ГЦТ и горячим коллектором парогенератора. Границами гидрозатвора холодной нитки являются сварной шов на выходе из холодного коллектора ПГ и горизонтальное сечение, которое проходит через рабочее колесо ГЦНА. Входное сечение холодной нитки соответствует сварному шву между напорным патрубком ГЦНА и горизонтальным участком ГЦТ. Выходное сечение холодной нитки соответствует внутреннюю поверхность обечайки корпуса реактора в зоне входных патрубков.

Выбор числа петель ГЦТ, которые моделируются в отдельности, зависит от целей решаемых задач. Несколько петель могут объединяться в одну эффективную при помощи кратности при задании гидравлических и тепловых элементов. Например, для ВВЭР-1000 могут использоваться схемы 1+3, 1+1+2, 2+2. Однако в большинстве случаев целесообразно использовать четырехпетлевую схему нодализации (1+1+1+1). При этом для всех петель следует стремиться использовать одинаковую нодализацию.

Рассмотрим далее особенности моделирования отдельной петли ГЦТ.

### 5.5.1 Горячая нитка

Объем горячей нитки складывается из объема горизонтального участка, объема гиба и объема вертикального участка. Проектная длина горизонтального участка определяется как разница длины от оси реактора до оси коллектора ПГ, длины гиба и участка внутри патрубка до внутренней части корпуса. Проектная длина вертикальной части определяется как разность длины от оси горячего трубопровода до сварного шва соединения ГЦТ и горячего коллектора ПГ и длины гиба.

Геометрию гиба необходимо учитывать в модели для учёта объёма теплоносителя в гибе и для корректного расчёта гидростатического напора на оси горячей нитки.

Число ячеек, на которое разбивается горячая нитка в модели, определяется пользователем, однако необходимо предусмотреть ячейки-тройники (камеры в случае COKPAT) для моделирования патрубков, через которые в горячую нитку врезаны трубопроводы смежных контуров (соединительный трубопровод КД, системы безопасности), а также для моделирования течей теплоносителя. Таким образом, в нодализационной схеме формируются участки каналов, соединяющие ячейки-тройники.



Рисунок 5.10 – Нодализационная схема горячей нитки



Участок гиба моделировать набором ячеек под разным углом наклона необязательно, особенно учитывая особенности реализованных в конкретном коде корреляций (например, отсутствие зависимости от углов, отличных от 0° и  $\pm$ 90°). Поэтому в случае СОКРАТ, например, гиб разбивается на 2 части: горизонтальную и вертикальную, с сохранением объёма теплоносителя в гибе. Перепад высот между осью горячей нитки и верхней границей гиба добавляется к вертикальному каналу горячей нитки, а разница между объемом канала и суммарным объемом гиба и вертикального участка добавляется к объему горизонтальных ячеек.

В конце следует проверить соответствие суммарного объема элементов нодализационной схемы горячей нитки проектным данным.

### 5.5.2 Гидрозатвор и объем теплоносителя в ГЦНА

При использовании кода COKPAT гибы в гидрозатворе явно не моделируются, а гидрозатвор описывается набором вертикальных и горизонтальных ячеек. При разбиении опускной и подъёмной ветвей гидрозатвора на ячейки следует соблюдать соответствие высотных отметок границ ячеек для избежания численной неустойчивости. Также необходимо соблюдать проектный перепад высот (гидростатический напор) между осью входного патрубка реактора и осью горизонтального участка гидрозатвора, а также перепад высот на участке со стороны холодного коллектора ПГ.

Объём гиба распределяется между горизонтальной и вертикальной частями. Объём ГЦНА распределяется между ячейками слева и справа от ГЦНА. Итогом нодализации гидрозатвора должна быть проверка соответствия суммарного объема элементов нодализационной схемы проектным данным.

### 5.5.3 Холодная нитка

Как и для горячей нитки, для холодной нитки необходимо предусматривать ячейки-тройники (камеры) для подключения активных САОЗ и для мест предполагаемых течей теплоносителя. Например, на нодализационной схеме холодной нитки, показанной на рисунке 5.11, область подключения САОЗ моделируется камерой COLD5\_1. А камера COLD7\_1 моделирует участок холодной нитки, из которого происходит истечение со стороны ПГ при гильотинном разрыве ГЦТ. Течь со стороны реактора при моделировании двустороннего истечения в результате гильотинного разрыва ГЦТ происходит из входной камеры реактора (камера VESSEL\_INLET). Для исключения взаимного влияния истекающих потоков между двумя камерами с течью в нодализационной схеме вводится гидравлическая связь нулевой длины (COLD8\_1) с клапаном, который закрывается в момент образования течи.

Итогом нодализации холодной нитки должна быть проверка соответствия суммарного объема элементов нодализационной схемы проектным данным.

## 5.6 Модель ГЦН(А)

При задании параметров центробежного насоса ГЦН (ГЦНА) следует учитывать проектные характеристики конкретного типа насоса (момент инерции ротора, четырёхквадрантные характеристики, номинальный напор и т.д.). Квалификация модели ГЦН заключается в проверке соответствия рабочей точки (объёмный расход и напор при заданной скорости вращения) напорной характеристике согласно испытаниям, а также соответствия расчётного времени выбега при обесточивании данным испытаний.

## 5.7 Модель соединительного трубопровода КД

Трассировка соединительных («дыхательных») трубопроводов КД на разных проектах ВВЭР может заметно отличаться. Их нодализация не имеет каких-то особенностей, однако следует следить за соблюдением проектных размеров, особенно в вертикальном направлении, поскольку это влияет на дренирование воды из КД в ходе ТА и, следовательно, на попадание воды в а.з. В зависимости от состояния а.з. дренирование КД может как способствовать охлаждению ТВС, так и спровоцировать их дополнительное окисление и разрушение.

#### 5.8 Модель компенсатора давления

При разбиении КД на гидравлические ячейки также используется метод секущих плоскостей. Первая плоскость проходит через внутренний полюс днища КД, вторая плоскость – через сварной шов между днищем и обечайкой корпуса КД, третья плоскость – через сварной шов между обечайкой корпуса и крышкой КД, четвёртая плоскость – через внутренний полюс крышки КД. Дополнительные плоскости рассекают пространство между сварными швами на вертикальные участки, причем одна из плоскостей должна проходить так, чтобы отсекаемый ей участок полностью включал блок ТЭН (например, эта плоскость может проходить немного выше верхнего края блока ТЭН).

Таким образом, нодализационная схема КД включает в себя объём в пределах днища, объём внутри обечайки и объём под крышкой. Объёмы в пределах днища и под крышкой моделируются отдельными расчётными ячейками. Объём внутри обечайки представляется несколькими ячейками.

Блок ТЭН моделируется тепловым элементом с размерами и кратностью, воспроизводящими массу и поверхность теплообмена реальных ТЭН. Рекомендуется использовать для управления тепловыделением в тепловом элементе ПИ-регулятор с обратной связью по давлению над активной зоной. При этом расчётное тепловыделение не должно превышать суммарную проектную мощность ТЭН.

Квалификация модели КД предполагает проверку соблюдения объёма и уровня воды в КД, свободного объёма над уровнем воды, массы и площади поверхности корпуса, днища и крышки КД.

### 5.9 Модель ПГ

Рассмотрим в качестве примера ПГВ-1000М. Как и в случае с нодализацией реактора, разбиение области ПГ по первому и второму контурам на ячейки выполняется при помощи секущих горизонтальных плоскостей (рис. 5.12). При этом следует помнить, что поскольку разрабатываемая расчётная схема может потребоваться для моделирования аварии с течью из первого контура во второй вследствие разрыва теплообменных трубок, области ПГ по первому и второму контурам в расчетной схеме должны быть гидравлически связаны. Поэтому разбиение второго контура выполняется совместно с разбиением первого контура.

Нижняя секущая плоскость проходит через входное сечение горячего коллектора ПГ (и выходное сечение холодного коллектора).

Следующая плоскость проходит через нижний ряд теплообменных труб или через один из нижних рядов. Это несущественно, поскольку число труб в первых рядах трубного пакета невелико.

Ещё одна базовая секущая плоскость проходит через верх трубного пучка.



Рисунок 5.12 - Нодализационная схема ПГВ-1000М по второму контуру

Дополнительные секущие плоскости проходят через отметки между нижними рядами и верхом пучка теплообменных труб, образуя теплогидравлические ячейки соответствующих высот. Поскольку разрабатываемая расчетная модель предназначена для анализа ТА, подробного разбиения трубного пакета ПГ на ячейки не требуется. Например, достаточно детальным разбиением является представление всех теплообменных трубок ПГ четырьмя эффективными трубными пакетами. Причем внутри каждого пакета все трубки предполагаются одинаковыми. Для более корректного воспроизведения теплообмена между первым и вторым контуром при уменьшении уровня воды в ПГ высоты ячеек следует выбирать так, чтобы нодализационная схема была более детальной в нижней области ПГ (т.е. высота расчётных ячеек должна уменьшаться с уменьшением уровня котловой воды).

Выше трубного пучка 2 секущие плоскости выделяют область подачи питательной воды. Область сепаратора ПГ также выделяется отдельными секущими плоскостями.

#### 5.9.1 Горячий и холодный коллекторы ПГ

Пример нодализационной схемы горячего и холодного коллекторов показан на рисунке 5.13. В соответствии с выбранными секущими плоскостями первая на входе в ПГ ячейка имеет длину от выхода из трубопровода горячей нитки ГЦТ до отметки начала трубного пучка (на схеме – канал SG\_IN\_1).

Последующие участки горячего коллектора от начала трубного пучка в расчетной модели имеют длины, определяемые расстояниями между секущими плоскостями. Эти участки моделируются при помощи ячеек-тройников (камер в случае СОКРАТ), поскольку к ним подсоединяются эффективные теплообменные трубки, моделирующие пакеты теплообменных труб, а также поскольку из них могут задаваться течи теплоносителя во второй контур в случае разрыва теплообменных труб.

Участок горячего коллектора на уровне выше верхнего слоя теплообменных труб (на рисунке 5.13 – камера SG\_HC-T\_1) не соединяется с теплообменными трубами, но к нему могут подсоединяться линия САГ, а также из него может задаваться течь теплоносителя при моделировании отрыва крышки коллектора.

Нодализация холодного коллектора ПГ аналогична схеме разбиения горячего коллектора. Следует следить за тем, чтобы ячейки, описывающие участки коллекторов и находящиеся на одном уровне по высоте, имели одинаковые длины.



Рисунок 5.13 - Нодализационная схема горячего коллектора ПГ

### 5.9.2 Теплообменные трубки ПГ

Поскольку теплообменные трубки ПГВ имеют разную длину, в расчётном модели целесообразно задавать среднюю расчётную длину трубок, определяемую из проектной поверхности теплообмена пучка со стороны второго контура, числа трубок в пучке и внешнего диаметра трубок. При этом рекомендуется учитывать, что небольшая часть трубок может быть заглушена в процессе эксплуатации (доля заглушенных трубок зависит от конкретного энергоблока, но не может превышать проектного предела).

Для определения количества трубок в каждом пакете, на которые разбит пучок в расчётной модели, используются проектные данные по зависимости общей площади теплообмена от высоты (от уровня котловой воды).

Следует также учитывать, что теплообменные трубки парогенераторов ВВЭР имеют небольшие наклоны в сторону коллекторов.

Число ячеек, на которые разбиваются эффективные теплообменные трубки в модели, определяет пользователь исходя из конкретной задачи, но опыт выполнения расчётов ТА показывает, что достаточное число ячеек по длине трубки равно 6-10. Пример нодализационной схемы теплообменных трубок для кода СОКРАТ представлен на рисунке 5.13.

По завершению разбиения пучка теплообменных труб на расчётные ячейки следует проверить соответствие расчётных и проектных характеристик (полная площадь теплообмена, зависимость площади теплообмена от расстояния от днища ПГ).

### 5.9.3 ПГ по второму контуру

Для учета циркуляции в ПГ рабочей среды второго контура применяется квазидвумерное приближение: в нодализационной схеме выделяется отдельно участок с подъемным движением и участок с опускным движением. Подъемный и опускной участки соединяются снизу объемом под трубной поверхностью и объемом сепаратора пара над трубной поверхностью. Также рекомендуется предусматривать поперечные связи между ячейками подъёмного и опускного участков в пределах трубного пучка для моделирования тепло- и массообмена пароводяной смеси. Такие перетечки соответствуют экспериментальным наблюдениям и, кроме того, позволяют моделировать сохраняющуюся естественную циркуляцию пароводяной смеси в области трубного пучка в процессе его осушения.

Область подъёмного течения среды формируется межтрубным пространством, а опускные участки – межпакетными коридорами и пространством между трубным пучком и корпусом реактора (включая торцевые области вдоль днищ корпуса).

В области раздаточного коллектора питательной воды также выделяется область для опускного течения, к соответствующей ячейке (камера SG\_FW\_1 на схеме для СОКРАТ) подключается граничное условие с подачей питательной воды. Это позволяет соблюсти картину течения питательной воды на реальном объекте и избежать противотока восходящего пара и недогретой питательной воды над трубным пучком.

Над областью раздачи питательной воды происходит восходящее течение пара с каплями воды, поэтому эту область достаточно моделировать одной ячейкой в плоскости ПГ. Это также обеспечивает большую площадь сечения ячейки, что необходимо для снижения скорости потока и гравитационной сепарации капель воды.

Объем теплогидравлических ячеек в рассматриваемой области определяется на основе проектной зависимости объема ПГ по второму контуру от уровня.

## 5.10 Паропроводы свежего пара

Нодализация паропроводов выполняется согласно общим подходам, описанным выше. Расчётная модель должна включать основные элементы: паропроводы острого пара, общий паровой коллектор, паросбросные устройства (ИПУ ПГ, БРУ-А, БРУ-К, БЗОК). Для паросбросных устройств необходимо специально проверить соответствие расходных характеристик проектным значениям.

Работу БРУ-А в режиме поддержания давления во втором контуре или в режиме расхолаживания со скоростью 30 К/ч (60 К/ч) рекомеднуется моделировать при помощи логических выражений, управляющих степенью открытия клапана (ПИ(Д)-регуляторов).

## 5.11 Модели систем безопасности

## 5.11.1 ΓΕ CAO3

Для моделирования ГЕ САОЗ в СОКРАТ используется специальный тип граничного условия, в котором задаются основные характеристики ГЕ. Поэтому в данном случае следует отслеживать корректное задание проектных характеристик в граничном условии (в зависимости от энергоблока даже одного проекта эти характеристики могут заметно различаться).

Часть характеристик в проекте непосредственно не задаётся, поэтому их необходимо рассчитать отдельно на основании базовых проектных величин. К ним относятся высота ГЕ САОЗ (в модельном предположении, что ГЕ – цилиндр), номинальный и минимальный уровни воды, а также разница высот между нижней частью ГЕ САОЗ и осями горячих и холодных ниток. Базовыми характеристиками являются внутренний диаметр корпуса ГЕ, объём внутри ГЕ, объём воды в ГЕ.

Важнейшими характеристиками являются высотные отметки расположения ГЕ САОЗ относительно осей горячих и холодных ниток, поскольку они определяют величину гидростатического напора воды в ГЕ и соединительных трубопроводах.

Количество несливаемой из ГЕ воды при её опорожнении в проекте может не приводиться, поэтому соответствующий минимальный уровень принимается на основе экспертной оценки (сохранение части воды на дне ГЕ необходимо для исключения попадания азота в первый контур). Также может потребоваться самостоятельно задать длины трубопроводов, соединяющих ГЕ САОЗ с реактором.

Для упрощения нодализационной схемы гидроёмкости, соединённые с одной областью реактора (СКР или НКР), обычно моделируются одним элементом с кратностью

2. Поскольку в проекте коэффициенты гидравлического сопротивления задаются для соединительных трубопроводов каждой ГЕ в отдельности, для сдвоенной ГЕ в модель рекомендуется задавать среднее значение.

## 5.11.2 САОЗ ВД и САОЗ НД

При моделировании ТА напорная линия САОЗ ВД заменяется граничным условием, в котором задаются массовый расход и температура воды, подаваемой в первый контур. Температура воды задаётся в соответствии с проектными данными, а расход подаваемой воды определяется проектной производительностью системы.

Граничное условие соединяется гидравлической связью с ячейкой-тройником в петле ГЦТ или в реакторе (в зависимости от канала и проекта ВВЭР), диаметр связи задаётся равным диаметру трубопроводов САОЗ ВД под ГО.

Моделирование САОЗ НД выполняется аналогично САОЗ ВД.

## 5.11.3 Система аварийной подачи питательной воды в ПГ

Модель системы аварийной подачи питательной воды в парогенераторы входит в состав модели подачи основной питательной воды. В зависимости от условий, в которых работает ПГ, следует моделировать переключение между подачей основной либо аварийной (при наличии в проекте) питательной воды в ПГ. Подача как основной, так и аварийной питательной воды осуществляется от граничного условия, в котором задаётся массовый расход и температура воды. Граничное условие подсоединяется к соответствующей ячейке второго контура через гидравлическую связь. Сечение связи и гидравлический диаметр должны учитывать конструктивные особенности коллектора питательной воды.

Моделирование работы системы в режимах с нарушением подачи основной питательной воды рекомендуется осуществлять регулятором уровня в ПГ, который реализуется при помощи логических выражений и контролирует подачу аварийной питательной воды в ПГ для поддержания номинального уровня котловой воды согласно регламенту работы системы.

При задании температуры питательной воды следует учитывать её снижение после изолирования турбогенератора от реактора, в связи с прекращением подогрева в подогревателе высокого давления.

## 5.11.4 САГ и бак-барботёр

Модель системы аварийного газоудаления (САГ) должна включать основные элементы: линии от реактора, КД и ПГ 1–4, общий коллектор и линию до бака-барботера, арматуру, металл трубопроводов. Нодализация трубопроводов выполняется согласно общим подходам, описанным выше.

Модель бака-барботера включает в себя ячейку-тройник (камера в случае СОКРАТ), соединённую гидравлической связью с соответствующей ячейкой нодализационной схемы ГО. На этой связи устанавливается клапан, моделирующий разрывную мембрану барботера. Параметры ячейки-тройника должны соответствовать проекту как по общему объёму, так и по объёму воды, и при этом обеспечивать горизонтальную стратификацию воды. Металлические стенки бака-барботера моделируются тепловым элементом с соблюдением массы металла и поверхности теплообмена с атмосферой в помещении под ГО.

## 5.11.5 СПЗАЗ, ГЕ-З (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)

Гидроёмкости второй ступени (ГЕ-2) моделируются при помощи граничных условий, соединённых гидравлическими связями (квазиканалами в случае COKPAT) с ячейками первого контура, описывающими область СКР и опускного участка реактора. В граничных условиях задаётся расходная характеристика ГЕ-2 в зависимости от времени. Гидравлическая связь ГЕ-2 с холодными коллекторами ПГ осуществляется в развязанной постановке, путём соединения расчётных ячеек холодных коллекторов с граничными условиями, в которых задаётся массовый расход, соответствующий скорости убыли воды

в ГЕ-2. Квалификация такой схемы заключается в проверке баланса массы пара, поступающего в ГЕ-2 и отбираемого от холодных коллекторов.

## 5.11.6 Спринклерная система

Моделирование работы спринклерной системы подразумевает задание источника воды в соответствующем расчётном боксе нодализационной схемы ГО (в случае СОКРАТ – при помощи граничного условия с навязанным расходом). Расход воды, параметры форсунок, характерный размер капель, температура воды, логика включения системы в работу и выключения системы задаются в соответствии с проектными характеристиками.

Таким образом, нодализация системы фактически отсутствует, и требуется только верификация заданных параметров.

## 5.11.7 СПОТ ГО (ВВЭР-1200/В491)

В отсутствие специальной модели система пассивного отвода тепла от ГО моделируется при помощи стока тепла, задаваемого на свободной поверхности стальной цилиндрической стенки. Суммарная мощность теплоотвода должна соответствовать проектной мощностной характеристике СПОТ. Для этого подбирается значение или выражение (если есть данные для зависимости мощности СПОТ ГО от давления под ГО) для плотности теплового потока, задаваемого в качестве стока тепла. Площадь поверхности стенки должна соответствовать проектной площади теплообменников СПОТ ГО. При таком подходе квалификация заключается в верификации заданных характеристик расчётной модели.

При детальном моделировании СПОТ ГО, включая теплообменные трубки, контуры естественной циркуляции теплоносителя и БАОТ подходы к квалификации нодализационной схемы не отличаются от подходов, используемых для схемы первого контура. Разработанная детальная модель СПОТ ГО должна быть проверена на соответствие мощностной характеристики проектным значениям.

## 5.11.8 Струйно-вихревой конденсатор (ВВЭР-440)

При моделировании струйно-вихревого конденсатора (СВК), используемого на энергоблоках с РУ ВВЭР-440/В-230 и ВВЭР-400/В-179, следует верифицировать характеристики этой системы, определяющие выполнение её основных функций: объём воды в баке, температура воды, номинальный уровень раствора в баке, давление в боксе ПГ-ГЦН, при котором начинается работа СВК в барботажном режиме.

Если используется отдельная модель СВК, она должна быть валидирована на результатах прототипных экспериментов. Такие эксперименты проводились на теплофизической стендовой модели СВК в ГУП НИЦ ВНИИАЭС (в настоящее время – АО «НИЦ АЭС», г. Кашира Московской обл.) [299]–[302].

### 5.11.9 Барботажно-вакуумная система (ВВЭР-440)

При моделировании барботажно-вакуумной системы (БВС), используемой на энергоблоках с РУ ВВЭР-440/В-213, следует верифицировать характеристики системы, определяющие выполнение её основных функций: объём воды в барботажных тарелках, температуру воды в барботажных тарелках, свободный объём воздушных ловушек, уровень воды в гидрозатворах барботажных тарелок, выходное сечение пропуска парогазовой смеси, давление открытия, время открытия и закрытия обратных клапанов, расход утечки газа из воздушных ловушек. Если используется отдельная модель БВС, она должна быть валидирована на результатах прототипных экспериментов. Такие эксперименты проводились в 2004–2005 гг. в ЭНИЦ в рамках проекта ТАСИС R2.01/99 на большом стенде ВС (Bubble Condenser).

### 5.11.10 САР ПГ (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)

Модель системы аварийного расхолаживания ПГ в аварийных режимах реализована на проектах ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ. Моделирование системы в простейшем варианте осуществляется при помощи граничных условий, соединённых с ячейками-источниками в нодализационной схеме паропроводов и с ячейками-приёмниками в

нодализационной схеме ПГ. В первом граничном условии задаётся массовый расход отбираемого пара, во втором граничном условии задаётся массовый расход возвращаемой воды. Квалификация этой модели заключается в верификации баланса массы и соответствия расчётной мощности системы проектным характеристикам.

При моделировании режима расхолаживания с заданной скоростью используется регулятор, основанный на логических выражениях. Квалификация работы модели в этом режиме заключается в проверке расчётной скорости снижения температуры котловой воды в ПГ.

### 5.11.11 СПОТ ПГ (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)

Моделирование СПОТ ПГ осуществляется аналогично САР ПГ (СПОТ ПГ является пассивной частью САР). Мощность отводимого теплового потока от ПГ определяется проектной производительностью системы и зависит от давления в ПГ и температуры окружающего воздуха. Квалификация модели заключается в проверке соответствия расчётной мощности проектной характеристике, а также в проверке правильного задания условий включения СПОТ ПГ в работу и времени выхода на мощность.

Описанный подход к моделированию СПОТ ПГ подразумевает проектную работу системы и не предполагает прямое моделирование её работы в режимах, когда уровень котловой воды находится выше потолочного дырчатого листа и возможен унос капель воды в паровую линию СПОТ ПГ. Поэтому в этом случае необходимо принимать нулевую мощность СПОТ ПГ.

В случае, если вся система СПОТ ПГ моделируется явно (с учётом паровой линии, теплообменника, возвратной конденсатной линии), подходы к нодализации и её квалификации не отличаются от подходов, используемых для первого контура. Для такой модели необходимо выполнить валидацию на прототипных экспериментальных данных.

### 5.11.12 Система дожигания водорода

В системе дожигания водорода под ГО используются пассивные каталитические рекомбинаторы водорода (ПКРВ), распределенные по объёму под ГО с учётом мест водорода. Стандартным моделированию возможного скопления подходом К рекомбинаторов в интегральных кодах является использование равновесного подхода, в соответствии с которым мощность рекомбинации определяется параметрами среды на входе в рекомбинатор (концентрация, давление, температура) и представляет собой корреляционную зависимость. Для разных типов рекомбинаторов используются разные корреляции. Результат рекомбинации моделируется заданием стоков массы водорода и кислорода, а также источников массы пара и тепла в расчётной ячейке нодализационной схемы, содержащей рекомбинатор.

Фактически квалификация входного набора в части задания этой системы сводится к проверке соответствия проектным данным типов, количества и мест расположения моделей рекомбинаторов в расчётных боксах нодализационной схемы ГО.

#### 5.11.13 Система защиты первого контура от превышения давления

Система защиты первого контура от превышения давления моделируется при помощи гидравлических связей верхней ячейки КД с баком-барботёром через клапаны, моделирующие ИПУ. Сбросной трубопровод может моделироваться явно при помощи канала, разбитого на ячейки, или неявно, при помощи гидравлической связи нулевой длины (квазиканал в случае COKPAT). Для клапанов задаются уставки и время открытия и закрытия в соответствии с проектными данными, а возможность дистанционного открытия ИПУ операторами в рамках реализации мер по управлению ТА реализуется при помощи логических выражений. Квалификация нодализационной схемы этой системы не отличается от описанных выше подходов для первого контура. Дополнительно следует верифицировать расход среды через открытые ИПУ на соответствие проектным характеристикам.

#### 5.11.14 Система защиты второго контура от превышения давления

Система защиты второго контура от превышения давления моделируется при помощи гидравлических связей соответствующих ячеек паропроводов острого пара с атмосферой приёмника за пределами ГО через клапаны, моделирующие соответствующие паросбросные устройства (ПСУ): БРУ-А, БРУ-К, ПК ПГ. Атмосфера приёмника моделируется при помощи граничного условия, в котором задаётся давление и параметры среды. Для клапанов задаются уставки и время открытия и закрытия в соответствии с проектными данными. Возможность дистанционного управления БРУ-А операторами в разных режимах реализуется при помощи логических выражений. Нодализация системы фактически отсутствует, и требуется только верификация заданных параметров. Дополнительно следует верифицировать расход среды через открытые ПСУ на соответствие проектным характеристикам.

## 5.11.15 Система охлаждения БВ

Работа системы теплоотвода от БВ моделируется при помощи граничных условий, подключенных через гидравлическую связь к ячейкам БВ, расположенным на уровне выходного сечения напорных и всасывающих трубопроводов. Забор воды из БВ моделируется граничным условием с навязанным расходом воды согласно проектной характеристике системы, подача воды – через гранусловие того же типа, с тем же расходом и с заданной температурой согласно проекту. Поскольку конкретное проектное значение температуры воды на входе в БВ может быть не определено (например, может быть задан диапазон возможных температур), следует подобрать её значение таким, чтобы максимальная температура воды в БВ соответствовала проектному значению.

При снижении уровня воды в БВ до середины ячейки, к которой подключено гранусловие для забора воды, следует учитывать возможность отказа системы охлаждения из-за попадания воздуха в насосы.

Таким образом, нодализация системы фактически отсутствует, и требуется только верификация заданных параметров (балансов массы и энергии).

### 5.11.16 Модель УЛР (ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ)

Подходы к квалификации расчётной схемы для моделирования поведения расплава в УЛР рассмотрим на примере схемы, используемой для расчётов по коду СОКРАТ. В СОКРАТ УЛР и часть бетонной шахты вокруг УЛР моделируются в рамках двумерного подхода с использованием конечно-элементной расчётной схемы. Расчетная область (рисунок 5.14) включает основные конструктивные элементы УЛР, пространство приямка УЛР, железобетонные конструктивные элементы бетонной шахты, железобетонное перекрытие зоны локализации аварии, а также часть слоя железобетона между перекрытием ЗЛА и естественным грунтом.

Использование конечно-элементной сетки позволяет точно учесть часть проектных данных (геометрия корпуса, объём ЖМ, геометрия бетонной шахты). В данном случае квалификация расчётной схемы сводится к проверке соответствия проекту основных характеристик модели (площадь поверхности, свободный объём, массы и т.п., которые должны выводиться в выходные файлы).

Охлаждение УЛР учитывается заданием на верхней границе расплава и внешней поверхности корпуса УЛР условий конвективного теплообмена с водой. В случае СОКРАТ эти условия определяются внутри модели, поскольку модель УЛР сопряжена с моделью контурной тепрогидравлики. В свою очередь, теплогидравлические контуры сопряжены с расчётными ячейками схемы ГО. Таким образом, формируется замкнутая система, в которой должен сохраняться баланс массы и энергии. Следовательно, в данном случае квалификация расчётной схемы включает проверку этого баланса.

Прежде всего, необходимо проверить баланс массы компонентов и энергии расплава, выходящего из корпуса реактора и поступающего в УЛР. Также проверяется

баланс между уменьшением мощности ОТВ внутри корпуса реактора и приростом мощности ОТВ в УЛР.





Рисунок 5.14 – Конечно-элементная сетка УЛР

Рисунок 5.15 – Расчетная схема охлаждения УЛР

Степень окисления порций расплава, выводимая в результирующие файлы, должна соответствовать массе Zr и ZrO<sub>2</sub> в порциях расплава.

Следующая проверка заключается в проверке баланса теплового потока на границе расплава и корпуса УЛР с водой. В СОКРАТ объем воды приямка, примыкающий к контуру охлаждения корпуса УЛР, а также внутренний объем УЛР, в который подается вода на охлаждение расплава, моделируются с помощью теплогидравлических компонентов, показанных на рисунке 5.15. Канал "ULR\_VESSEL\_COOLER" моделирует внутреннюю область приямка, граничащую с корпусом УЛР. Когда фронт расплава достигает корпуса УЛР, стенка корпуса нагревается и передает тепло воде во внутреннем канале приямка. При этом вода нагревается и начинает выкипать.

С другой стороны, поступление воды на расплав при срабатывании КПВ моделируется с помощью клапана, соединяющего камеру "ULR\_KPV" с камерой "ULR\_MELT", которая моделирует область над расплавом, заливаемую водой. Срабатывание КПВ моделируется после начала поступления кориума в УЛР, через промежуток времени, который определён в проектной документации. Пар, образующийся вследствие кипения воды во внутреннем канале приямка и внутри корпуса УЛР, направляется в модель ГО. Таким образом в стационарном режиме тепловая мощность, отводимая от УЛР, должна соответствовать мощности тепловыделения в УЛР.

Поддержание уровня воды во внутреннем канале приямка осуществляется за счет моделирования перелива воды из внешней области приямка, которая моделируется с помощью модуля для расчета теплогидравлических процессов под ГО. Соответственно, в установившемся режиме теплообмена модель должна обеспечивать равенство потока пара из УЛР и подпитки водой из внешней области приямка.

При недостатке воды в приямке уровень воды в канале охлаждения УЛР может понизиться, в результате чего верхняя часть поверхности корпуса УЛР осушается, температура стенки увеличивается до температуры плавления стали, и происходит отказ УЛР. После отказа УЛР моделируется перемещение расплава и твердого дебриса на пол бетонной шахты, который описывается конечно-элементной сеткой (рисунок 5.16).

Следует верифицировать свойства и химический состав бетона, массу арматуры (источник стали в расплаве). В отсутствие более точных данных химический состав

бетона можно принимать в соответствии с силикатным строительным бетоном, используемым для АЭС с ВВЭР.

На стадии разрушения УЛР необходимо снова проверить баланс массы и энергии расплава, выходящего из УЛР и поступающего на пол бетонной шахты.



Рисунок 5.16 – Конечно-элементная сетка для моделирования стадии взаимодействия расплава с бетоном после отказа УЛР

## 5.12 Модель шахты реактора

Подходы к квалификации расчётной схемы для стадии взаимодействия расплавбетон в шахте реактора рассмотрим на примере схемы для кода СОКРАТ. План бетонной шахты для РУ В320 представлен на рисунке 5.17, а для РУ В338 – на рисунке 5.19.

В СОКРАТ шахта реактора рассматривается в цилиндрической геометрии. Бетонное основание и прилегающие стены моделируются при помощи конечноэлементной расчётной схемы, поэтому проектные характеристики и материальный состав бетонной шахты могут быть учтены непосредственно (размеры, толщина и материал слоя тепловой изоляции, подушка из серпентинитового бетона). Однако наличие в стене шахты реактора В-320 проёма, закрытого толстой стальной защитной дверью, реализовать непосредственно в такой схеме нельзя. Учёт разрушения двери расплавом в расчётах задаётся эффективным образом. Для моделирования возможного контакта расплава с дверью необходима модель растекания расплава по полу бетонной шахты.

На стадии вытекания расплава из корпуса реактора следует выполнять проверку баланса между уменьшением мощности ОТВ внутри корпуса реактора и приростом мощности ОТВ в бетонной шахте. Также в корпусе реактора и в бетонной шахте следует проверять баланс массы компонентов расплава (UO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>, Zr, сталь).



Рисунок 5.17 – Вертикальный разрез бетонной шахты реактора РУ В-320



Рисунок 5.18 - Расчетная модель бетонной шахты реактора РУ В-320

При моделировании РУ В-338 необходимо учитывать наличие двух железобетонных перекрытий между шахтой реактора и негерметичными помещениями реакторного отделения (рисунок 5.19). Первое перекрытие находится между шахтой реактора и помещением противовесов ионизационных камер. В случае сквозной абляции первого перекрытия расплав перемещается вниз на второе перекрытие (гермоплиту), которая является границей ГО.

При моделировании бетонной шахты следует учитывать проектную массу закладных деталей и арматуры, поскольку они переходят в расплав в процессе абляции бетона и участвуют в окислительных процессах, вызывающих образование горючих газов.

Химический состав бетонов эксплуатируемых блоков обычно неизвестен, поэтому рекомендуется принимать его по данным для серпентинитового и силикатного бетонов, использовавшихся при строительстве советских АЭС, согласно данным [260].



Рисунок 5.19 – Стадии моделирования взаимодействия расплава кориума со стенами и перекрытиями ГО РУ В-338

## 5.13 Модель ГО

В большинстве интегральных программ для анализа ТА, включая СОКРАТ, для описания теплогидравлических процессов под ГО используются модели в сосредоточенных параметрах (нульмерное приближение). Нодализационные схемы ГО представляют собой систему взаимосвязанных ячеек, описывающих отдельные помещения, части помещений или несколько помещений. В каждом расчётном боксе рассчитываются параметры среды. Пример нодализационной схемы ГО ВВЭР-1000/В-320 с взаимным расположением ячеек и связей между ними показан на рисунке 5.20.

Для составления нодализационных схем ГО используются спецификации исходных данных, содержащие следующую информацию:

– номенклатура помещений (шифр и название);

- свободные объёмы помещений;
- объём воды в помещениях;
- высотные отметки пола и потолка помещений;

– геометрические характеристики гидравлических связей между помещениями (ориентация и площадь проходного сечения проходок, дверей, шахт и т.д., связываемые помещения, высотная отметка связи);

– характеристики стен (граничные помещения, площадь свободной поверхности, толщина полная и толщина отдельных слоёв, материальный состав);

- количество, типы и места размещения рекомбинаторов водорода;

– проектная неплотность;

- геометрические параметры обстройки.

Поскольку, исходя из решаемых задач, нодализация может предполагать объединение или, напротив, разбиение части помещений в расчётные ячейки, необходима проверка соответствия проектным данным расчётных параметров нодализационной схемы (полный свободный объём под ГО, суммарная площадь поверхности ГО, суммарная площадь горизонтальных поверхностей, объём бетонных стен и перекрытий и т.д.).

В описании разработанной нодализационной схемы приводятся таблицы, содержащие следующие данные:

- группировка моделируемых помещений в расчетные ячейки;

– геометрические характеристики ячеек;

- количество рекомбинаторов в ячейках;

- геометрические характеристики связей ячеек;

- геометрические характеристики стен;

– места (номера ячеек) поступления из первого контура массы и энергии теплоносителя, водорода, азота и радиоактивных веществ;

места (номера ячеек) утечек в окружающую среду (через проектные неплотности,
в систему вытяжной вентиляции, в результате детонации водорода, в результате проплавления бетонного основания);

– места подачи спринклерной воды.

При моделировании сценариев ТА в БВ следует следить за тем, чтобы вода в БВ не учитывалась дважды: в модели ГО и в модели БВ.

При моделировании отбора воды из приямка для активной САОЗ должен соблюдаться баланс (соответствующее изменение массы воды, пара и водорода в первом контуре). Отбор массы воды из приямка для спринклерной системы должен быть равен изменению суммарной массы воды и пара под ГО.



Рисунок 5.20 - Нодализационная схема ГО В-320

## 5.14 Модель БВ

Как было отмечено выше для других элементов энергоблока, квалификация предполагает обеспечение и проверку воспроизведения физики процесса с учётом

конструктивных особенностей объекта моделирования. Рассмотрим далее особенности нодализации БВ и способы квалификации расчётной модели БВ.

Нодализация БВ определяется на основе следующих данных:

– схема загрузки топливом (количество, время выдержки и распределение ОТВС разного времени выдержки по БВ);

– конструктивные особенности БВ;

Схема загрузки БВ определяется эксплуатационным состоянием (хранение, частичная перегрузка или полная выгрузка топлива из а.з.) и предположениями о времени возникновения аварии в эксплуатационном состоянии. Обычно загрузка БВ принимается согласно предполагаемому состоянию БВ после выхода РУ на стационарный режим перегрузок и учитывает текущую фактическую загрузку (следует, насколько возможно, использовать актуальные данные с энергоблока АЭС). Схема загрузки определяет группы OTBC временем выдержки следовательно, с одинаковым И, одинаковым тепловыделением. Это позволяет группировать ОТВС в расчётной модели аналогично группировке ТВС при нодализации а.з.

Например, при хранении топлива в ЭС00 (работа РУ на мощности) в конце цикла в наиболее тепловыделяющим является топливо, выгруженное в предыдущий останов (т.е. 1 цикл назад). Соответственно, наиболее тепловыделяющие ОТВС объединяются в отдельную группу. Группировка остальных ОТВС также зависит от уровня остаточного тепловыделения. Поскольку тепловыделение в ОТВС 6-9 лет выдержки (в БВ ВВЭР-1000) много меньше, чем в ОТВС меньшей выдержки, допустимо их объединение в одну группу.

После частичной перегрузки топлива наиболее тепловыделяющим становится свежевыгруженное топливо (время с момента останова реактора – около 10 суток), эту партию ОТВС также необходимо выделить в отдельную группу.

При полной выгрузке топлива следует различать выгружаемое топливо с разным выгоранием, поскольку в нём различается не только мощность ОТВ, но также нуклидный состав и накопленная радиоактивность. Поэтому рекомендуется выделять группы выгружаемых ОТВС с разным временем облучения по циклам топливной кампании.

Несмотря на то, что при нодализации а.з. учитывается ещё и пространственное расположение ОТВС (зона плато и периферия), в случае БВ это сделать затруднительно, поскольку мощность ТВС определяется только ОТВ (нейтронный поток отсутствует), а распределение мощности по БВ обусловлено только схемой размещения ОТВС. Конечно, схемы размещения выгружаемых ОТВС могут быть самыми разными и оптимальные варианты определяются непосредственно на энергоблоке. В этом случае следует использовать схему, при использовании которой время до начала разрушения ОТВС минимально.

При использовании кода СОКРАТ воспроизвести конкретную схему размещения ОТВС в отсеках БВ в расчётной модели сложно из-за модельных ограничений по моделированию теплового излучения между произвольными кластерами ОТВС в декартовой геометрии. Поэтому в расчётной модели БВ для СОКРАТ предполагается, что наиболее тепловыделяющие ОТВС образуют центральную группу, а остальные ОТВС образуют концентрические слои вокруг центральной группы, с убыванием уровня тепловыделения в направлении стенок БВ. Пример такой модельной конфигурации представлен на рисунке 5.21.

Для решения тепловой задачи в нодализационной схеме учитываются группы ОТВС, стенки стеллажей (соответствующие группам ОТВС), стены БВ, перегородки и бетонное перекрытие под БВ. Принципы нодализации тепловых элементов и критерии потери их устойчивости (перехода от стержневой геометрии к пористом дебрису) соответствуют подходам, описанным для ТВС в а.з. и ВКУ. Критерием квалификации нодализационной схемы для тепловых элементов является сохранение проектной массы, площади поверхности и характерной толщины конструкционных элементов.

Конструктивные особенности, определяющие нодализацию гидравлической части, прежде всего заключаются в разном количестве отсеков в БВ разных проектов ВВЭР: 3 в проекте В-320; 2 в проектах В-338 и В-187; 1 в проектах ВВЭР-440, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ. Поскольку отсеки физически разделены, каждый из них фактически представляет отдельный аналог а.з. Однако при этом все отсеки должны моделироваться в едином расчёте, поскольку процессы в одном отсеке влияют на процессы в другом.

Также к конструктивным особенностям БВ относится размещение стеллажей с ОТВС в нижней части БВ с большим объёмом воды над стеллажами, расположение всасывающего и раздающего трубопровода системы охлаждения БВ, двухъярусное размещение стеллажей в ВВЭР-440.

С учётом конструктивных особенностей строятся горизонтальные секущие плоскости, выделяющие важные для моделирования участки внутри БВ.

Первая базовая плоскость (0) проходит черед дно БВ (верхняя поверхность стальной облицовки) и определяет нижний край гидравлической расчётной схемы. Соответственно, верхняя базовая плоскость (31), определяющая верхнюю границу схемы, проходит на уровне пола центрального зала. Сверху от этой плоскости начинается пространство атмосферы под ГО.



Рисунок 5.21 – Модельное представление о схеме размещения ОТВС в БВ ВВЭР-1200: (а) – при частичной перегрузке топлива; (б) – при полной выгрузке топлива

Плоскость (1), следующая от пола в направлении вверх, проходит через нижнюю решётку стеллажей. Вместе с базовой плоскостью (0) она определяет придонный слой воды под стеллажами. Этот слой играет двойную роль: связывает восходящий и нисходящий потоки в контур ЕЦ воды и к нему подключается связь с внешним объёмом или гранусловием для моделирования аварийных сценариев с течью облицовки.

Следующая плоскость (2) соответствует началу обогреваемой зоны (нижнему краю топливных столбов в твэлах) и таким образом определяет необогреваемую часть ОТВС внутри стеллажей.

Аналогично, через верхний уровень обогреваемой части твэлов проходит ещё одна плоскость. Между этой плоскостью и плоскостью (2) задаются дополнительные плоскости для разбиения обогреваемой части твэлов на участки. Рекомендуется использовать такое же разбиение, как в а.з. (в рассматриваемом случае число ячеек 11).

Плоскость (13) проходит через верхний срез стеллажей и вместе с предыдущей плоскостью (12) ограничивает верхнюю необогреваемую область ОТВС.

Следующая конструктивная особенность многоотсековых БВ – это граница бетонных перегородок между отсеками. Выше перегородок образуется общий водный объём без физического разделения на отсеки. Поэтому через верхнюю границу перегородок проходит секущая плоскость (18). Объём между этой плоскостью и плоскостью вдоль верхней границы стеллажей разбивается на вертикальные участки набором дополнительных плоскостей (в данном случае 4). Рекомендуется исходить из длины каждого участка, соизмеримой с длиной участков разбиения ОТВС.

Аналогично разбивается на участки область между верхней границей БВ и плоскостью верха перегородок.

В БВ ВВЭР, разделённых на отсеки (проекты B-187, B-320, B-338), гидравлические процессы в отсеках протекают независимо. Поэтому в каждом отсеке свободный объём описывается при помощи отдельных, гидравлически не связанных групп ячеек. Учитывая наличие в отсеках БВ ВВЭР всех проектов обогреваемых каналов с отработавшими ТВС и пустых (незанятых) каналов, а также физическое разделение потоков теплоносителя в этих каналах чехлами стеллажей и значительную высоту чехлов, можно ожидать формирование в отсеках естественных контуров циркуляции воды или пароводяной смеси. Для моделирования таких циркуляционных потоков в расчётной схеме необходимо выделять подъёмный и опускной участки, соединённые снизу и сверху. Схемы разделения каналов в стеллажах и пространства вдоль облицовки отсеков на подъёмный и опускной каналы выбираются пользователем, но они должны быть проверены на прототипных экспериментах. Применительно к БВ ВВЭР экспериментальные данные о структуре течения теплоносителя на разных стадиях аварии отсутствуют. Для однофазных течений альтернативным источником данных являются расчёты по CFD кодам.

В качестве примера подъёмный участок может включать часть отсека, заполненную ОТВС: область внутри чехлов с ОТВС и область между чехлами с ОТВС. Опускной участок в таком случае включает часть отсека с незанятыми ячейками стеллажей и периферийную область между стеллажами и стенами отсека.

Ячейки, описывающие донную часть каждого отсека между дном отсека и нижними плитами стеллажей, гидравлически связаны и с опускным, и с подъёмным участком, и, таким образом, участвуют в создании контура естественной циркуляции теплоносителя в пределах отсека. Замыкание контура циркуляции осуществляется в верхней части стеллажей в соответствии их конструкцией.

Влияние на контур циркуляции процессов разрушения ОТВС и чехлов стеллажей относится к неизученным процессам, поэтому способ и необходимость его учёта определяется пользователем.

Также в расчётной схеме рекомендуется предусмотреть возможность перетока воды между смежными отсеками в случае, если в разделяющей их стенке образуется брешь вследствие сквозной абляции расплавом. Для этого нижние ячейки, описывающие придонную область, соединяются между собой гидравлическими связями через клапаны, которые исходно закрыты, но открываются по определённым пользователем критериям: например, по факту абляции некоторого объёма бетона.

Нельзя также исключать возможность конвективного перемешивания в области между стеллажами и краем перегородок, разделяющих отсеки БВ. Неучёт возможности поперечных потоков воды в этой области может приводить к эффекту гейзерного вскипания воды в горячих каналах стеллажей. Поэтому в нодализационной схеме этой

области следует предусматривать две вертикальные группы ячеек с горизонтальными связями.

Область над стенками, разделяющими отсеки, может моделироваться как с учётом, так и без учёта возможной конвекции среды. Результаты CFD расчётов однофазной циркуляции [153] демонстрируют, что горячий восходящий поток воды из более теплонапряжённого отсека перемешивается с холодной водой в пределах всего объёма над перегородкой.

Пример нодализационной схемы бассейна выдержки ВВЭР-1000/В-320 для кода СОКРАТ представлен на рисунке 5.22 на общем примере полной выгрузки а.з. Для сценариев с частичной перегрузкой используется такая же схема, но с меньшим числом тепловых элементов, моделирующих выгруженные ТВС, и с отсутствием ОТВС в отсеке 2 (крайний справа на схеме).

Нодализационная схема гидравлической части БВ имеет следующие связи с внешними объектами и системами энергоблока:

– помещение под ГО (центральный зал) – для сопряжённого моделирования испарения и выкипания воды с учётом давления под ГО, а также стекания в БВ воды спринклерной системы;

– помещение под ГО (ниже БВ) – приёмник воды в случае течи из отсеков (это могут быть как течи, являющиеся инициирующим событием аварии, так и течи в результате сквозной абляции бетонного перекрытия под БВ и разрушения перегородки между отсеками; во втором случае через течь выходят также пар и неконденсирующиеся газы, образующиеся при взаимодействии расплава с водой и расплава с бетоном в помещении под БВ);

– система теплоотвода от БВ – обычно моделируется при помощи граничных условий типа «навязанный расход воды», подключенных к соответствующим камерам каждого отсека, отдельно для напорной и для всасывающей линии;

– линия дренажа БВ;

– внешний источник подпитки водой – граничное условие для моделирования повторного залива БВ в рамках управления аварией.

В рамках квалификации гидравлической схемы проверяется баланс потоков массы воды через эти связи и массы воды, остающейся в БВ. На стадии разрушения ОТВС может быть проверен баланс массы H<sub>2</sub>: образовавшегося, вышедшего под ГО, оставшегося в БВ.

Подходы к квалификации расчётной схемы для стадии взаимодействия расплав-бетон рассмотрим на примере схемы для кода СОКРАТ. В СОКРАТ бассейн выдержки рассматривается в цилиндрической геометрии, а бетонное перекрытие и прилегающая часть стен и перегородок моделируются на конечно-элементной расчётной схеме. Схема на рисунке 5.23 представляет вертикальное сечение цилиндра с осью симметрии вдоль левой границы схемы.

На расчётной схеме слева-направо представлены отсек 2, отсек 1 и отсек 3. Расчетная область включает свободный объем, заполняемый расплавом топлива из трех отсеков БВ, металлическую облицовку БВ, железобетонные ограждающие конструкции БВ, а также серпентинитовую засыпку и бетонное перекрытие. Высотные отметки этих областей задаются непосредственно из проектных данных. Радиусы отсеков определяются исходя из проектного объёма. Отсек 2, имеющий наименьший объём, моделируется с помощью цилиндрической области, размещенной в центре расчетной модели. Радиусы границ между областями расчетной модели определяются площадью основания соответствующих отсеков в проекте, объемом перегородок между отсеками и объемом бетона внешних стен.

Для проверки корректности перехода от реальной декартовой геометрии БВ к цилиндрической необходимо проверить соответствие модельных и проектных характеристик БВ.

6 (31-Baffle03 01 U BREAK Baffle02 bwc\_20 bwc2 19 bwc1\_19 . . bwc2\_18 bwc1\_18 . . bwc1\_17 bwc2\_17 н. 1 bwc1 16 bwc2 16 . bwc1\_15 bwc2\_15 . bwc1\_14 bwc2\_14 . . bwc1\_13 bwc2\_13 . bwc1\_12 bwc2\_12 . . bwc1\_11 bwc2\_11 . bwc1\_10 bwc2\_10 . . bwc2\_09 bwc1\_09 (18)Σ bw03 08 w03 bw01 08 bw01\_ 08\_ bw02\_08 Baffle03 т bw03\_07 bw03\_ 07 bw01\_07 bw01 07 bw02 07 ī ī bw03 06 bw01 06\_ bw03\_ 06\_ bw01 06 bw02\_06 0 ī т bw03 05 bw03 05\_ bw01\_05 bw01 05\_ bw02\_05 05 х т bw0 04 bw03\_04 bw03\_ 04 bw01\_04 bw02 04\_ bw02 04 (13 bw03\_ 02I bw03\_ 02I\_ bw01 02l bw01 02I\_ bw02 021 021 (12)bw03\_ 02k bw01 02k bw01 02k bw02\_ 02k\_ bw03\_ 02k . bw01 02j bw01 02j\_ bw03 02j bw03\_ 02j\_ bw02\_ 02j\_ х. . Baffle02 bw03 02i bw03\_ 02i\_ bw01 02i bw01\_ 02i\_ bw02\_ 02i\_ e03 . Ť bw03\_ 02h bw01 02h bw02\_02h bw03\_ 02h bw0' 02h bw01 02g bw03 02g bw01\_ 02g\_ bw01 02g\_ bw03 02f bw01\_ 02f\_ bw01 02f bw02 02f\_ bw0\* 02f Т Т bw01 02e bw03 02e bw03\_ 02e\_ bw01\_ 02e\_ Т . bw03\_ 02d bw01 02d bw03\_ 02d\_ bw0 02d bw02 02d bw01 02c bw03 02c bw03\_ 02c\_ bw01 02c\_ N02 Т bw03\_ 02b bw01 02b bw02 02b bw03\_ 02b\_ bw0\* 02b N02 1 . . bw03 02a bw03\_ 02a\_ bw01 02a bw01 02a\_ v02 bw02\_ 02a\_ 02a (2 2 bw03\_01 bw03\_ 01 bw01 01 DV (1 bw03\_00 bw01\_00 bw02\_00 (0 0 LEAK2  $\mathbf{0}$ 0 0 0 UNDER\_SFP

Для стадии перемещения расплава из стеллажей на дно БВ выполняются такие же проверки баланса массы, энергии и мощности ОТВ, как для стадии вытекания расплава из корпуса реактора на дно бетонной шахты.

Рисунок 5.22 - Нодализационная схема БВ ВВЭР-1000/В-320 (вариант для полной выгрузки топлива из а.з.)



Рисунок 5.23 – Конечно-элементная сетка бассейна выдержки (три отдельных отсека)

## 5.15 Тепловые потери

В случае, если в проектной или вспомогательной документации указаны величины полных тепловых потерь и распределения теплопотерь по элементам РУ, следует проверить воспроизведение этих потерь в разработанной расчётной модели. Корректировка теплопотерь выполняется изменением толщины слоя теплоизоляции, коэффициентом теплопроводности материала изоляции, коэффициентом теплоотдачи с поверхности теплоизоляции в атмосферу под ГО.

## 5.16 Перепады давления на участках контуров ГЦТ

Разработанная нодализационная схема первого контура должна быть проверена на соответствие расчётных перепадов давления на отдельных участках контура проектным значениям или данным испытаний на конкретном энергоблоке в номинальном режиме, например, на ГЦН каждой петли, между входными и выходными патрубками реактора, между входом и выходом из а.з., между коллекторами ПГ на каждой петле и т.д.

## 5.17 Параметры стационарного состояния

Квалификация разработанной расчётной модели энергоблока должна включать сравнение расчетных параметров стационарного состояния с номинальными параметрами реакторной установки, в частности:

- номинальная тепловая мощность реактора;
- давление теплоносителя на выходе из а.з.;
- расход теплоносителя через реактор;
- напор ГЦНА;
- коэффициент протечек мимо а.з. (не участвующих в отводе тепла с твэлов);
- средняя глубина выгорания ТВС на конец кампании;
- средняя глубина выгорания выгружаемого топлива;
- среднее обогащение топлива по <sup>235</sup>U для стационарной топливной загрузки;
- температура теплоносителя на входе в реактор;
- температура теплоносителя на выходе из реактора;
- уровень воды в КД в стационарном режиме;
- давление генерируемого пара;
- уровень котловой воды в ПГ;
- масса котловой воды в ПГ в номинальном режиме;
- потеря давления по паровому тракту ПГ;
- паропроизводительность одного ПГ.

В идеале отклонения расчётных значения от проектных не должны выходить за рамки погрешности измерения проектных значений. Однако допустимость отклонений определяется целями конкретного расчёта и в этом случае должна обосновываться специально.

# 5.18 Использование станционных данных для квалификации расчётных моделей

В 1996 г. на энергоблоке 1 Калининской АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-338 произошло нарушение нормальных условий эксплуатации, вызванное резким снижением расхода питательной воды в ПГ-4 вследствие отрыва тарелки обратного клапана. В результате этого инцидента произошло быстрое снижение уровня котловой воды в ПГ-4, отключение и выбег ГЦН на петле 4, срабатывание АЗ. Активная стадия инцидента от исходного события до стабилизации параметров первого и второго контуров продолжалась 15 минут. В течение этого времени осуществлялась регистрация большого количества параметров первого и второго контуров: мощность РУ, давление в первом контуре и парогенераторах, уровень воды в КД, перепады давления на ГЦН, реакторе, парогенераторах, уровни котловой воды в парогенераторах.

Непосредственная прототипность и полный масштаб реакторной установки, наблюдавшиеся теплогидравлические явления и объём данных о сценарии позволяют использовать этот инцидент для квалификации нодализационных схем, используемых в анализе безопасности РУ. В частности, данные измерений позволяют проверить в составе единого расчёта корректность работы моделей парогенератора, компенсатора давления, ГЦН, главного циркуляционного трубопровода, автоматики систем и оборудования, точечной кинетики. Этот инцидент также моделировался при помощи известных теплогидравлических кодов RELAP5/Mod3.2, ATHLET, КОРСАР/ГП, а также при помощи тяжелоаварийного кода MELCOR [303].

### 5.18.1 Моделируемые элементы энергоблока

Учитывая особенности инцидента, моделирование энергоблока в этом режиме ограничено следующими элементами реакторной установки:

- корпус реактора с а.з. и внутрикорпусными устройствами;

– 4 петли ГЦТ с главными запорными задвижками на горячих нитках, гидрозатворами и ГНЦ на холодных нитках;

- соединительный трубопровод и корпус КД с размещёнными в нём ТЭН;

- парогенераторы;

- система паропроводов и главный паровой коллектор с ПСУ.

Остальное оборудование РУ, в том числе системы безопасности, в рассматриваемом режиме не участвовали, поэтому в нодализационной схеме не использовались. Для учёта неравномерности параметров теплоносителя каждая петля ГЦТ моделировалась отдельно. Также корпус реактора был разбит в азимутальном направлении на 4 идентичные части, каждая из которых была сопряжена с циркуляционной петлёй через соответствующие горячие и холодные патрубки. Между камерами каждой четверти реактора (в области патрубков, НКР и СКР) были организованы поперечные связи, обеспечивающие возможность перемешивания потоков теплоносителя. В частности, это обеспечивает поступление воды из холодных ниток неаварийных петель 1–3 в холодную нитку аварийной петли 4 после останова ГЦН-4.

Для моделирования естественной циркуляции котловой воды нодализационная схема второго контура была представлена двумя наборами связанных камер, описывающими подъёмный и опускной участки.

## 5.18.2 Инструментирование режима

Для регистрации теплогидравлических параметров использовались штатные средства измерения на энергоблоке. Основная информация о хронологии инцидента и измеренных параметрах приведена в [304] и [305]. Согласно [305], измерения

теплогидравлических параметров на энергоблоке характеризовались погрешностями, указанными в таблице 5.2.

I		
Параметр	Погрешность	
Тепловая мощность реактора, %	23	
Давление в первом контуре, %	± 1,0	
Уровень воды в компенсаторе давления, %	± 1,5	
Давление во втором контуре, %	± 1,5	
Уровень котловой воды в парогенераторах, мм	± 60 [306]	
Температура теплоносителя, К	± 2,4	

Таблица 5.2 - Погрешности измерения основных параметров на Калининской АЭС для режима 1996 г. с потерей питательной воды в ПГ4

## 5.18.3 Сценарий инцидента

На момент отрыва тарелки обратного клапана на линии подачи питательной воды в ПГ-4 реактор находился на стационарной тепловой мощности 2917 МВт. Стационарный режим работы энергоблока контролировался основными регуляторами мощности: автоматическим регулятором мощности реактора (APM) и электрогидравлическим регулятором мощности турбогенератора (ЭГСР). АРМ воздействует на 10-ю группу ОР СУЗ и поддерживает заданную мощность реактора по показаниям ионизационных камер (т.н. режим "H") или давление пара в главном паровом коллекторе (ГПК) (режим "T"). В свою очередь, ЭГСР управляет регулирующими клапанами турбины и поддерживает мощность турбогенератора по показаниям электрической нагрузки на валу генератора (режим "PM") и давление пара в ГПК (режим "PД"). В рассматриваемом режиме АРМ и ЭГСР находились в режимах "T" и "PM" соответственно.

Отрыв тарелки обратного клапана привёл к блокированию проходного сечения питательного трубопровода ПГ-4, в результате расход питательной воды резко снизился. Это привело к падению уровня котловой воды в ПГ. При снижении уровня до отметки 1750 мм согласно уставкам отключился ГЦН четвёртой петли. После отключения ГЦН-4 регулирование мощности реактора перешло от АРМ к регулятору ограничения мощности (РОМ), который начал снижать мощность введением 10-й (регулирующей) группы стержней СУЗ со скоростью 20 мм/с. Продолжающееся падение уровня котловой воды в ПГ-4 вызвало срабатывание АЗ-1 на 54-й секунде по факту достижения уставки по уровню 1600 мм. В дальнейшем в работу включились АПЭН (вероятно, по уставке снижения уровня в ПГ-4 до 1500 мм), которые обеспечили восстановление уровня воды в аварийном ПГ. После закрытия СРК защитами турбины на 76 с давление во втором контуре контролировалось работой БРУ-К в режиме поддержания давления. На 132 с прекратили работу турбопитательные насосы ТПН-1 и ТПН-2.

Хронология основных событий в данном режиме представлена в таблице 5.3.

тиолици 5.5 - Аропология сообщия в ходе режими с потерен подпитки ти - т		
Событие		
Отрыв тарелки обратного клапана на питательном трубопроводе ПГ-4.	0	
Снижение расхода питательной воды и уровня в ПГ-4		
ОРУ ПГ-4 переведен в положение "Дистанция" и открыт на 100%		
Отключение ГЦН четвертой петли по понижению уровня в ПГ-4		
Срабатывание РОМ по факту отключения ГЦН-4		
Срабатывание АЗ-1		
Включение АПЭН		
Отключение TГ-1, $N_{3\pi} = 0$ MBт		
Отключение ТПН-1 и ТПН-2	132	

Таблица 5.3 - Хронология события в ходе режима с потерей подпитки ПГ-4

#### 5.18.4 Начальные и граничные условия в референтных расчетах

Расчёты выполнялись в 2 стадии: вначале рассчитывалось стационарное состояние энергоблока, затем выполнялся расчёт переходного режима.

В качестве начальных условий для стационарного расчёта использовались данные:

- загрузка а.з. ТВС;

- характерная длина топливного цикла (236,8 эфф. суток) и время с момента последней перегрузки (194 суток);

- тепловая мощность реактора 2917 MBт;

- глубина погружения в активную зону 10-й группы СУЗ (12%).

Граничные условия стационарного расчёта включали в себя следующие параметры: – эффективный коэффициент теплоотдачи от трубопроводов первого контура к

атмосфере в помещениях под ГО (2 Вт/м<sup>2</sup>К); – уровень котловой воды в парогенераторах 1-4 (заданные значения обеспечивались работой ПИ-регуляторов, управляющих расходом питательной воды);

- температура питательной воды, подаваемой в каждый из ПГ;

– давление в первом контуре (заданное значение обеспечивалось работой ПИ-регулятора, управляющего мощностью первой группы ТЭН для компенсации тепловых потерь первого контура);

- уставки включения и отключения ТЭН КД согласно [304].

Также в расчётах были приняты следующие допущения, обусловленные неполнотой данных о работе оборудования в ходе рассматриваемого режима:

– в отсутствие данных об изменении температуры питательной воды в ПГ после начала инцидента считалось, что она не меняется и остаётся равной значению в стационарном состоянии перед инцидентом;

- в отсутствие данных о моменте включения и расходе подпитки первого контура водой в соответствии с работой регулятора уровня в КД подпитка первого контура не моделировалась;

- согласно объяснительным запискам операторов о проблемах во включении ТЭН КД и в связи с невозможностью обеспечения измеренного темпа восстановления давления в первом контуре была принята неполная работа ТЭН КД (исключена из рассмотрения четвёртая группа нагревателей);

– в отсутствие данных о вкладах в реактивность различных теплогидравлических параметров для фактического момента топливной кампании (концентрация борной кислоты, коэффициенты реактивности и т.д.) в расчётах моделировалась только отрицательная реактивность, вносимая стержнями СУЗ, соответственно, при работе РОМ и АЗ-1. Эффективность стержней СУЗ задавалась по данным для конца 10-й топливной кампании Запорожской АЭС-5 (2001 г.).

## 5.18.5 Результаты референтных расчетов

Результаты расчёта стационарного состояния энергоблока перед началом инцидента показаны в таблице 5.4. Они хорошо соответствуют измерениям на станции.

	· · · ·	1 / 1
Параметр	АЭС	Расчёт
Тепловая мощность реактора, МВт	2917	2917
Расход теплоносителя через реактор, кг/с		
Петля № 1	4253,6	4236,1
Петля № 2	4800,4	4769,8
Петля № 3	4892,4	4885,0
Петля № 4	4524,9	4534,1
Давление над активной зоной, МПа	15,68	15,68
Перепад давления на реакторе, кПа	326	324,2
Температура теплоносителя на входе в реактор, К		

Таблица 5.4 – Параметры стационарного состояния энергоблока перед инцидентом

Параметр	АЭС	Расчёт
Петля № 1	559	559,4
Петля № 2	559	560,5
Петля № 3	560	561,2
Петля № 4	559	559,9
Температура теплоносителя на выходе из реактора, К		
Петля № 1	589	588.2
Петля № 2	586	588.8
Петля № 3	587	589.2
Петля № 4	588	588,4
Уровень воды в компенсаторе давления, мм	8770	8749
Перепад давления на ГЩН, кРа		
ГЩН № 1	568.4	558.3
ГЦН № 2	558.6	594.4
ГЦН № 3	578.2	597.0
ГЦН № 4	588.0	588.97
Перепал давления на ПГ, кРа		
ΠΓ № 1	146.1	143.3
ПГ № 2	151.0	150.95
<u>ПГ № 3</u>	147 1	146.6
ПГ № 4	155.9	159.7
Температура питательной волы. К	100,5	10,7,7
$\frac{1}{\Pi\Gamma} \underbrace{N}_{\mathbb{N}} 1$	437 3	4373
ПГ № 2	436.3	436.3
ΠΓ № 3	436.7	436.7
ΠΓ № 4	437.1	437.1
Расхол питательной волы. кг/с	,1	,1
ПГ № 1	345.6	324 7
ПГ № 2	345.0	358 7
ΠΓ № 3	360.0	366.5
ΠΓ № 4	354.4	344.4
Лавление пара в парогенераторе. МПа		<i>c</i> , .
$\Pi\Gamma \mathbb{N} 1$	5 89	5 89
$\Pi\Gamma \mathbb{N} 2$	5,86	5 86
$\Pi\Gamma N \circ 3$	5,80	5 89
$\Pi\Gamma N \circ 4$	5.86	5 86
Уровень котповой волы в парогенераторе мм	5,00	5,00
$\Pi\Gamma $ No 1	2224	2224
$\Pi \Gamma N \circ 2$	2224	2227
ΠΓ № 3	2200	2200
ΠΓ № 4	2297	2297

Исходное событие инцидента – отрыв тарелки обратного клапана на питательном трубопроводе – моделировалось заданием измеренного расхода питательной воды в аварийный ПГ-4 в качестве граничных условий. Поэтому работа ОРУ ПГ-4 не моделировалась, в том числе, его перевод в положение "Дистанция" и открытие операторами на 100% на 32-й с. Также в качестве граничных условий задавались измеренные расходы подпитки ПГ1–3.

Поскольку в описании инцидента отсутствуют данные о работе систем второго контура, паропроводы и арматура не моделировались. Измеренное давление в ПГ1-4 задавалось в расчётах в качестве граничного условия. Таким образом, в расчётах моделировался теплообмен между первым и вторым контурами и соответствующее поведение массового уровня котловой воды.

Как видно из рисунка 5.24, расчёты правильно воспроизводят снижение уровня воды в ПГ4 после начала аварии. Темп снижения уровня в расчёте несколько меньше

измеренного, поэтому уставка отключения ГЦН-4 достигается на несколько секунд позже, чем в ходе инцидента.



Рисунок 5.24 - Изменение уровня котловой воды в аварийном ПГ-4

Отключение и выбег ГЦН-4 вызывает опрокидывание расхода теплоносителя в петле 4, что воспроизводится в расчётах в хорошем согласии с данными измерений перепада давления на ПГ (рисунок 5.26). При этом оставшиеся в работе ГЦН-1,2,3 несколько увеличивают расход теплоносителя по петлям 1–3, что демонстрирует увеличившийся перепад давления на неаварийных ПГ (рисунки 5.25 – 5.26).



Рисунок 5.25 - Изменение перепада давления теплоносителя на ПГ-1 и ПГ-3



Рисунок 5.26 - Изменение перепада давления теплоносителя на аварийном ПГ-4

По факту останова одного из ГЦН РОМ начинает снижать мощность реактора, вводя стержни 10-й группы СУЗ в а.з. Продолжающееся снижение уровня воды в ПГ-4 приводит к достижению уставки срабатывания АЗ-1.

В расчёте моменты времени отключения ГЦН-4 и достижения уставки АЗ-1 воспроизводятся достаточно хорошо (таблица 5.5). Время работы РОМ до срабатывания АЗ-1 в инциденте составило 8 секунд, а в расчёте – 7 секунд.

Собитно	Время по станционным	Расчётное
Соовтис	данным, с	время, с
Блокировка подачи питательной воды в ПГ-4	0,0	0,0
Отключение ГЦН-4 по факту падения уровня	45,0	46,7
воды в ПГ-4 ниже 1,75 м		
Включение в работу РОМ	46,0	46,7
Срабатывание АЗ-1 по уставке падения уровня	54,0	53,7
воды в ПГ-4 ниже 1,6 м		
Опрокидывание циркуляции теплоносителя через	71	63
аварийную петлю 4		

Таблица 5.5 – Сравнение реальной и расчётной хронологии основных событий во время инцидента на энергоблоке 1 Калининской АЭС

До срабатывания АЗ давление в первом контуре немного возросло, но после падения мощности начало быстро снижаться. Соответственно, включились в работу ТЭН КД, компенсируя падение давления. Как следует из рисунка 5.27, поведение давления в первом контуре достаточно хорошо описывается в расчёте.



<sup>0</sup> 100 200 300 400 500 600 Время, с Рисунок 5.27 - Изменение давления в первом контуре



Рисунок 5.28 - Изменение уровня воды в КД

Уровень в КД также начал снижаться, поэтому включился регулятор уровня, обеспечивший подачу дополнительной массы воды в первый контур. Это позволило стабилизировать уровень воды в КД и не допустить осушения ТЭН (рисунок 5.28).

Давление во втором контуре начало расти с небольшой задержкой относительно исходного события. После срабатывания АЗ регулирование параметров первого и второго контура вернулось АРМ и ЭГСР, в результате падение давление в ПГ и ГПК, связанное с уменьшением теплового потока от первого контура после АЗ, компенсировалось прикрытием регуляторов турбины. Согласно измерениям мощности ТГ, приведёнными в описании инцидента, до 64 с мощность ТГ была равна номинальной, и только на 68 с упала до 35%. Это означает, что ЭГСР продолжал работать в режиме РМ до ~64 с, когда переключился в режим РД. Стопорные клапаны турбины начали закрываться на 64 с, в
результате срабатывания защит турбины (уставка по давлению на ГПК ~5 МПа). В результате отсечения ПГ от турбины по пару давление в ПГ начало быстро расти, и достигло уставки перевода ЭГСР на поддержание давления в ГПК. В дальнейшем избыток пара сбрасывался через БРУ-К в конденсаторы турбины.

Уровни в неаварийных ПГ1–3 вначале оставались на стационарном значении, а после включения АПЭН начали возрастать, достигнув отметки 3 м. После отключения ТПН на 132 с в работе остались только АПЭН, поэтому уровни в неаварийных ПГ начали медленно снижаться. В аварийном ПГ-4 после первого быстрого снижения уровень воды был восстановлен за счёт подпитки АПЭН и далее стабилизировался на отметке ~1700 мм. Как видно из рисунков 5.29–5.30, расчёты качественно верно воспроизводят изменение уровней как во всех ПГ.



Рисунок 5.29 - Изменение уровня котловой воды в неаварийном ПГ-1



Рисунок 5.30 - Изменение уровня котловой воды в неаварийных ПГ-2 и ПГ-3

Изменение температуры теплоносителя в петлях 1-4 на входе в реактор и на выходе из реактора показано на рисунках 5.31–5.34. Результаты расчётов воспроизводят измеренные значения в пределах погрешности измерений. Следует отметить, что в расчётах недооценивается измеренный локальный рост температуры на входе в петлю 4 в интервале 70–80 с (рисунок 5.32). Это связано с чуть более ранним сливом горячей воды из КД в петлю 4 по сравнению с реальным инцидентом, так что к моменту обращения расхода в петле 4 расчётный расход горячей воды из КД уже значительно уменьшился, вследствие чего в горячие патрубки реактора поступала вода, сильно разбавленная холодным теплоносителем.



Рисунок 5.31 - Изменение температуры теплоносителя на входе в петли 1 и 2



Рисунок 5.32 - Изменение температуры теплоносителя на входе в петли 3 и 4



Рисунок 5.33 - Изменение температуры теплоносителя на выходе из петли 1 и петли 2



Рисунок 5.34 - Изменение температуры теплоносителя на выходе из петли 3 и петли 4

## 5.18.6 Анализ неопределенностей

Для оценки погрешностей и неопределённостей расчёта режимных параметров в этом инциденте был выполнен анализ неопределённостей моделирования. Диапазоны варьируемых параметров и функции распределения приведены в таблице 5.6. Важнейшим параметром, вносящим вклад в тепловой баланс установки, является мощность (в т.ч. мощность остаточного тепловыделения после срабатывания АЗ). Мощность в номинальном режиме измеряется с погрешностью, а после срабатывания АЗ неопределённость мощности связана с вынужденным осреднением накопления актиноидов и ПД по всей а.з.. Поэтому мощность тепловыделения в а.з. была выбрана в качестве варьируемого параметра. В основу диапазона варьирования была положена погрешность измерения мощности на энергоблоке (±3%), которая интерпретировалась как три стандартных отклонения (3 $\sigma$ ).

В качестве источников неопределенности входных данных рассматривались также начальные условия в стационарном режиме перед инцидентом (давление в первом контуре и в ПГ). Варьирование их значений осуществлялось в пределах погрешности измерений, приведённой в таблице 5.2, с учётом интерпретации погрешностей как 3 $\sigma$ . Также варьировались граничные условия на стадии инцидента: расход и температура питательной воды, давление в ПГ.

Все выбранные параметры расцениваются как независимые.

Таблица	5.6	-	Параметры,	варьируе	мые	В	рамках	анализа	неопределенностей,	ИХ
диапазон	ы ва	рьи	рования и зан	соны распр	эедел	ени	ия для ин	цидента в	на Калининской АЭС	

Параметр	Номинальное значение	Диапазон варьирования ( $\pm 2\sigma$ )	Закон распределения
Множитель на начальную мощность	1,0	<u>+</u> 2%	Равномерный
Давление над а.з.	15,68 МПа	<u>+</u> 0,66%	Равномерный
Множитель на давление в ПГ1	1,0	<u>+</u> 1%	Равномерный
Множитель на давление в ПГ2	1,0	<u>+</u> 1%	Равномерный
Множитель на давление в ПГЗ	1,0	<u>+</u> 1%	Равномерный
Множитель на давление в ПГ4	1,0	<u>+</u> 1%	Равномерный
Множитель на расход питательной воды в ПГ1	1,0	<u>±</u> 1%	Равномерный
Множитель на расход питательной воды в ПГ2	1,0	<u>±</u> 1%	Равномерный
Множитель на расход питательной воды в ПГЗ	1,0	<u>±1%</u>	Равномерный
Множитель на расход питательной воды в ПГ4	1,0	<u>+</u> 1%	Равномерный
Температура питательной воды в ПГ1	437,25 К	<u>+</u> 1 K	Равномерный
Температура питательной воды в ПГ2	436,25 K	<u>+</u> 1 K	Равномерный
Температура питательной воды в ПГЗ	435,65 K	<u>+</u> 1 K	Равномерный
Температура питательной воды в ПГ4	436,05 K	<u>±1 K</u>	Равномерный

## 5.18.7 Результаты анализа неопределенности и чувствительности

В таблице 5.7 приведены значения средних отклонений  $\bar{E}_{rel,\%}$  расчётных данных от измерений по выбранным для анализа параметрам, с осреднением по результатам 100 расчетов, неопределенность верификации  $u_{val,rel,\%}$  и итоговая оценка погрешности модели  $\delta_{model}$  в виде интервала  $\bar{E}_{rel,\%} \pm u_{val,rel,\%}$ , полученные с использованием методики валидации СОКРАТ (п. 4.7).

Таблица 5.7 – Обобщённые результаты	анализа	неопределеннос	ти для	расчёта	инцидента
на энергоблоке 1 Калининской АЭС					

Параметр	$\bar{E}_{rel,\%}$	u <sub>val,rel,%</sub>	$\bar{E}_{rel,\%} \pm u_{val,rel,\%}.$
Давление в первом контуре	-0,7	5,5	(-6; 5)
Перепад давления на ПГ	1,8	2,8	(-1; 5)
Уровень воды в ПГ	-2,0	3,8	(-6; 2)
Температура теплоносителя	0,1	0,2	(-0,1; 0,3)

## 5.18.8 Выводы о возможностях и ограничениях кода СОКРАТ применительно к моделированию данного класса процессов и явлений

Строго говоря, использование инцидента на Калининской АЭС для валидации ограничено недостатком ряда данных по работе некоторых систем (точное количество блоков ТЭН, остававшихся в работе в начале инцидента и блоки ТЭН, включенные операторами дистанционно, измеренный расход продувки-подпитки, измеренный расход и температура аварийной питательной воды). Тем не менее, этот инцидент является примером станционных данных, позволяющих оценить корректность работы различных моделей кода и возможности использования разработанной и квалифицированной нодализационной схемы ВВЭР-1000 для воспроизведения ключевых теплогидравлических параметров, измеренных в ходе инцидента. В данном случае расчёты корректно воспроизвели изменение основных параметров РУ: давления первого контура, температуру теплоносителя, расход теплоносителя (перепады давления на ПГ) и уровни котловой воды в ПГ. Количественные оценки модельных погрешностей составили:

– по давлению в первом контуре  $\delta_{model} = -0.7 \% \pm 5.5 \%;$ 

- по перепаду давления на ПГ  $\delta_{model} = 1,8 \% \pm 2,8 \%$ ;

– по уровню воды в ПГ  $\delta_{model} = -2.0 \% \pm 3.8 \%;$ 

- по температуре теплоносителя  $\delta_{model} = 0,1 \% \pm 0,2 \%$ .

Поскольку в основном полученные погрешности соизмеримы с погрешностями измерений соответствующих параметров, использованные расчётные схемы РУ и ПГ могут применяться в расчётах реакторных аварий.

В частности, в сценариях аварий, где важную роль играет точность моделирования теплообмена между первым и вторым контурами, можно рекомендовать использовать детализированную модель ПГ с разбиением второго контура на опускной и подъёмный участки с поперечными связями для обеспечения непрерывной циркуляции котловой воды. Это обеспечивает плавное изменение уровня котловой воды, её равномерное распределение и перемешивание в объёме второго контура ПГ, и, в конечном счёте, более корректный расчёт изменения теплоотвода от первого контура ко второму.

## 5.19 Выводы по главе 5

В главе 5 описана методика квалификации расчётной модели энергоблока ВВЭР для использования в расчётах ТА при помощи кода СОКРАТ. Квалификация расчётной модели направлена на обеспечение наилучшей оценки на стадии подготовки исходных данных и расчётных схем для последующего моделирования ТА.

Рекомендации по квалификации расчётных моделей энергоблоков ВВЭР приведены с акцентом на задачи моделирования ТА, поэтому учитывают рассмотренные сценарии ТА и феноменологию ТА (глава 2) и особенности интегрального кода (глава 3).

В качестве примера реализации рекомендаций по квалификации рассмотрены вопросы разработки расчётной модели энергоблока ВВЭР для использования с интегральным кодом СОКРАТ в составе ФММ.

## 6 АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЁННОСТЕЙ РАСЧЁТОВ ТА

Данная глава посвящена проблеме реалистического моделирования ТА с использованием ФММ и связанным с ней вопросам анализа неопределённости при моделировании ТА. Важнейшим аспектом создания ФММ энергоблока является интерпретация результатов, получаемых с её помощью. Запроектные аварии, особенно ТА, характеризуются большим количеством неопределённостей, проистекающих из недостаточно полных знаний о процессах и явлениях, свойствах материалов при высоких температурах и облучении, неточности измерения технологических параметров, являющихся начальными и граничным условиями для расчётов, и т.д. Поэтому наилучшая оценка (наиболее достоверный результат расчета) прогнозируемой величины и этой оценки должны определяться неопределённость с учётом входных неопределённостей.

Основные вопросы, рассматриваемые на этом этапе создания ФММ энергоблока: какова цель, задачи и роль АН при расчётах ТА, как и какие именно параметры необходимо использовать для варьирования при использовании ФММ в расчётах тяжёлых аварий для корректного учёта неопределённости знаний в итоговом результате.

# 6.1 Цель и задачи анализа неопределённостей результатов моделирования ТА

В соответствии с п. 1.2.9 НП-001-15 [3] детерминистические анализы безопасности должны сопровождаться оценками погрешностей и неопределенностей получаемых результатов. Согласно п. 1.2.16 НП-001-15 в ООБ АС должен быть представлен реалистический (неконсервативный) анализ представительных запроектных аварий, содержащий оценки последствий. В перечне терминов и определений НП-001-15 отсутствует определение термина «реалистический анализ». В комментариях к НП-001-15 [15] реалистический подход к анализу аварий противопоставляется консервативному подходу (неприемлемость допущений, приводящих к заведомо более неблагоприятным результатам), а под реалистическим моделированием процессов, важных ЛЛЯ безопасности, понимается отражение их реального протекания, насколько это возможно. В данном контексте «насколько возможно» означает соответствие текущему уровню знаний. В документе МАГАТЭ SSG-2 [307] в качестве основы реалистического подхода (или анализа) указывается использование методов наилучшей оценки (раздел 3.2), т.е. понятия реалистичности и наилучшей оценки понимаются как синонимы.

Также эти термины используются в одинаковом контексте в руководстве RG 1.157 «Best-Estimate Calculations of Emergency Core Cooling Performance» Комиссии по ядерному регулированию США (U.S. NRC). Исторически это руководство было первым нормативным документом, допускавшим использование реалистического анализа (или методов наилучшей оценки) в задачах анализа безопасности – в данном случае, применительно к расчётному обоснованию проекта системы САОЗ в проектных авариях с потерей теплоносителя (LOCA) [308]. Соответствующие поправки [309] были внесены в 1988 г. NRC в требования Свода федеральных правил 10 CFR 50.46 и в приложение Аррепdix К к 10 CFR 50. При этом в §50.46(a)(1) определялось требование сопровождать расчеты по кодам наилучшей оценки количественной оценкой неопределенности, с целью учёта результатов анализа неопределенности при проверке выполнения критериев приемлемости (§50.46(b)).

Согласно RG1.157, ключевым шагом при проведении реалистического анализа является оценка полной неопределенности расчёта, которая формируется следующими источниками:

– неточность физических моделей и численных методов (так называемые индивидуальные неопределённости моделей, в совокупности образующие неопределённость кода, определяются на стадии валидации);

– недостаточная изученность характеристик облученных твэлов (основу валидационной базы составляют эксперименты с необлученным топливом или его моделями, что вносит неопределённость в результаты валидации моделей);

– использование невалидированных моделей (код может содержать модели, оценка влияния которых на результат неизвестна, поскольку не выполнялась их валидация на интегральных экспериментах);

– неточность исходных данных, в том числе, начальных и граничных условий и характеристик оборудования и систем РУ (мощность реактора, характеристики ГЦН, время и уставки срабатывания клапанов и т.д.).

Дополнительно RG1.157 требует выполнять оценку чувствительности решения к размеру временного шага и к степени детализации нодализационной схемы объекта моделирования.

С точки зрения моделирования ТА при помощи интегральных кодов часть требований RG1.157 неприменима. Например, некоторые характеристики облученных твэлов (параметры газового зазора, остаточное тепловыделение в топливе) не являются входными параметрами в ТА кодах, а вычисляются при помощи встроенных моделей. Поэтому они не варьируются в рамках АН. В то же время многие требования RG1.157 имеют общий характер и создают основу для АН расчётов ТА.

МАГАТЭ определяет реалистический подход как комбинацию использования программ для ЭВМ наилучшей оценки, реалистичных начальных и граничных условий и предположений о работоспособности оборудования (опция 4 в таблице 1 в [307]) и рекомендует применять реалистичный подход при детерминистическом анализе ТА в той степени, насколько это практически осуществимо в соответствии с современным уровнем знаний о процессах, характерных для ТА. Касательно анализа неопределенностей результатов расчетов ТА в отчёте МАГАТЭ ТЕСООС-1982 указывается, что «при прогнозировании воздействий на физические барьеры безопасности необходимо учитывать эпистемические неопределенности, если уровень знаний о важных явлениях и физических процессах при ТА ограничен или если соответствующие поддерживающие экспериментальные данные недостаточны». В том же документе уточняется, что «из-за сложности явлений и недостаточности экспериментальных данных явная количественная оценка неопределенностей может быть невыполнима, поэтому рекомендуется проводить анализ чувствительности для демонстрации устойчивости результатов и выводов из анализа ТА». В то же время, согласно требованиям МАГАТЭ [310], все анализы безопасности должны сопровождаться оценкой неопределенностей.

В настоящее время общепринятый подход к выполнению анализа неопределенности результатов расчетов ТА окончательно не сформирован [311].

В данной диссертационной работе цель реалистического анализа при расчётах ТА понимается как определение наиболее достоверного результата расчета прогнозируемой величины, представляющей интерес для безопасности АЭС (т.е. наилучшей оценки прогнозируемой величины). Эта наилучшая оценка определяется средним значением из множества возможных расчетных значений прогнозируемой величины, которое неизбежно возникает при учете различного рода неопределенностей (например, неопределенности входных параметров моделей или начальных и граничных условий для расчета), с поправкой на модельную погрешность кода, которая определяется при валидации (см. п. 4.7.5). Среднее значение находится при помощи АН, выполняемого с использованием кода наилучшей оценки. Также из АН находится значение неопределенности, связанной с наилучшей оценкой прогнозируемой величины.

Позиция надзорных органов и МАГАТЭ в отношении того, следует ли учитывать неопределенность расчетов ТА при сравнении с установленными приемочными критериями, пока чётко не определена. Неопределенность характеризует разброс получаемых значений расчетной величины. Учёт этой неопределенности на уровне проекта АЭС означает учёт результатов, характеризуемых низкой вероятностью, который может потребовать разработки дополнительных систем безопасности. При проектных авариях это необходимое условие, поскольку проектная авария – событие с относительно высокой вероятностью, и общепринятый подход заключается в обосновании того, что при таких событиях приёмочные критерии не будут превышены с высокой вероятностью. Тяжёлая авария является маловероятным событием и учитывается в проекте АЭС вследствие высокого риска радиационных последствий. Проектирование систем безопасности на маловероятные условия в рамках аварийной последовательности с низкой вероятностью с серьёзными экономическими затратами. Поэтому целью реалистических расчетов ТА в данной работе считается получение среднего значения.

Особенностью реалистического анализа при ТА являются ограниченные возможности проведения АН в том объёме, который принят для проектных аварий. Ограничения обусловлены сложностью и малой изученностью некоторых процессов (разрушение корпуса реактора и вытекание расплава, охлаждение водой расплава на бетонном основании, свойства материалов, поведение оборудования и систем безопасности в условиях ТА и т.д., см. радел 2.3.11), а также недостатками экспериментальных данных. В совокупности это может приводить к неполноте АН. В таких случаях современные мировые подходы рекомендуют дополнять АН анализом чувствительности для демонстрации устойчивости результатов и выводов о ТА.

В соответствии с опытом исследований ИБРАЭ по этой теме, АН и анализ чувствительности при ТА позволяют решить следующие задачи:

- определение расчёта, соответствующего наилучшей оценке результата моделирования (определение реалистического результата);
- определение степени разброса (неопределённости) результатов (характеристика уровня знаний);
- поверка референтного (без отклонения параметров) расчёта на соответствие реалистическому расчёту, определяемому из выборки по результатам АН;
- формирование выборки для выполнения анализа чувствительности результатов к конкретным входным параметрам и проверки физичности результата;
- проверка отсутствия пороговых эффектов в результатах моделирования.

Степень разброса (стандартная неопределённость) результатов моделирования, и особенно наличие пороговых эффектов в результатах, фактически определяют направления необходимых исследований как в области совершенствования физических моделей, так и в области экспериментальных знаний о процессах и явлениях.

В статье [311] описан подход к АН при ТА, основанный на аналогии между расчетом по интегральному коду наилучшей оценки и косвенным измерением. Входные параметры расчётной модели энергоблока являются в расчёте аналогом входных величин модели косвенного измерения, а результаты расчётов – аналогом результатов измерений. Такая аналогия позволяет использовать понятия и опыт в области метрологии [316], [317], как основу для разработки подходов к АН в области расчетов ТА. В частности, модели измерения из области метрологии ставится в соответствие интегральный код (а в более общем случае – ФММ энергоблока), калибровке средства измерения – валидация интегрального кода и квалификация расчётной модели в составе ФММ, неопределённости измерений – неопределённость результатов расчёта, статистической обработке множества измерений – аналогичная обработка расчётных результатов.

Погрешностью измерения, в соответствии с [318], является отклонение результата измерения от опорного значения, в роли которого может выступать как неизвестное «истинное» значение измеряемой величины, так и известное эталонное значение (т.е. характеризующееся пренебрежимо малой неопределенностью) или принятое значение [317]. Важная особенность расчетов ТА состоит в том, что в данном случае напрямую оценить погрешность моделирования не представляется возможным. В случае ТА опорное значение всегда неизвестно, т.к. отсутствуют данные с натурного объекта. Данные, зарегистрированные при ТА на АЭС ТМІ-2, Чернобыльской АЭС, АЭС Пакш и АЭС

Фукусима-1, не могут считаться достаточно надёжными, поскольку выполненные измерения крайне малочисленны и не всегда надёжны, особенно на стадии деградации а.з., сами сценарии протекания аварий остаются неопределенными, а объекты отличаются от большинства энергоблоков АЭС. Поэтому именно погрешности результата расчета ТА на АЭС принципиально не могут быть вычислены. С другой стороны, погрешность может быть оценена при валидации, поскольку в качестве опорных значений могут рассматриваться результаты измерения на экспериментальной установке (при условии надёжности самих измерений). В этом смысле валидация подобна калибровке средства измерения.

Неопределенность измерения – неотрицательный параметр, характеризующий рассеяние значений, приписываемых измеряемой величине на основе используемой информации. Стандартная неопределенность измерений – неопределенность измерений, выраженная в виде стандартного отклонения. Аналогом неопределённости измерения является неопределённость результатов расчёта. Возникает вопрос, как определить неопределённость результатов расчёта.

ФММ энергоблока включает в себя совокупность сложных моделей, характеристик сценария ТА, геометрическую (расчётную) модель объекта, численные методы расчета и результаты валидации. Каждая из этих составляющих вносит свой вклад в неопределенность результатов расчета ТА. Для определения характеристик неопределённости рассчитываемых параметров существует два основных метода, изначально разработанных и апробированных применительно к проектным авариям: метод экстраполяции (UMAE) и метод трансформирования (распространения).

Метод экстраполяции предполагает использование результатов валидации интегрального кода на интегральных стендах разного масштаба, структурно подобных реакторной установке, и перенос этих результатов на расчёты аварий в полном масштабе РУ. Но ввиду ограниченной экспериментальной базы для ТА он неприменим.

Метод трансформирования, с одной стороны, может быть использован и в АН ТА, а с другой стороны, логически встраивается в рассматриваемую аналогию эксперимента и расчёта. Действительно, оценку неопределенности результата измерения в соответствии с [316] выполняют путем трансформирования распределений вероятностей для входных величин через ФММ измерения в распределение вероятностей для выходной величины. В случае АН при расчётах аварий неопределённость входных параметров тренсформируется через интегральный код в неопределённость результата (исследуемого параметра, влияющего на безопасность).

Применительно к проектным авариям реалистический анализ рассматривается с точки зрения обоснованного снижения консерватизма расчётов, а основной его целью является определение верхней границы оценки ключевого параметра (максимальной температуры оболочек твэлов или другого параметра) с демонстрацией уверености, что эта граница имеет достаточный запас до нормативной величины приемочного критерия. Поэтому при реалистическом моделировании проектных аварий применение метода трансформирования неопределенностей входных величин направлено на оценку толерантных интервалов (с применением формулы Уилкса [175], [312], [313], [314]) или доверительных интервалов (согласно RG1.157) выходной величины. В качестве верхней границы используется либо односторонний толерантный интервал, полученный для вероятности 95% и уровня доверия 95%, либо доверительный интервал, полученный для квантиля 95% (RG1.157).

Трансформация входных неопределённостей в выходные производится посредством случайного выбора значений из набора функций плотности вероятности (ФПВ) и выполнения соответствующего числа вариантных расчётов (метод Монте-Карло). Генерация случайных векторов входных параметров может осуществляться различными методами, например, методом простой выборки (simple random sampling) или методом латинского гиперкуба (latin hypercube sampling).

Метод трансформирования неопределённостей позволяет в достаточной мере учесть особенности рассматриваемых ФММ также и в области тяжёлых аварий. Так, результаты распространения метода трансформирования на область ТА представлено в статье [315], где целевым показателем является 95%-й квантиль результирующего параметра, а средством расчёта – интегральный код MELCOR. Однако, как было отмечено выше, в этой диссертационной работе основная цель АН при ТА другая: получение наилучшей оценки результирующего параметра, т.е. среднего из полученных вариантных результатов. Кроме того, подходы к учёту входных неопределённостей при расчётах с помощью кода MELCOR отличаются от подходов, рассматриваемых в этой работе для кода СОКРАТ. Рассмотрим далее использование метода трансформирования в АН ТА с использованием кода СОКРАТ.

## 6.2 Обоснование параметров неопределённости

Поскольку в основе метода трансформирования лежит определение для каждого из входных неопределённых параметров ФММ диапазона неопределённости и ФПВ, рассмотрим особенности учёта различных типов неопределённостей в расчётном анализе ТА с помощью кода СОКРАТ. В качестве основы будем ориентироваться на общий перечень неопределённостей, рассмотренных в руководствах RG1.157 и PБ-166-20.

Первый тип неопределенности в расчетах TA составляют своболные (нефиксированные) параметры моделей и свойства материалов в составе интегрального кода. При валидации кода СОКРАТ для значительной части модельных параметров (например, характерная скорость стекания капли или ручья расплава по поверхности твэла, температура начала высокотемпературного окисления, температура разрушения оксидного слоя и т.п.) и свойств материалов а.з. и ВКУ используются значения, зафиксированные внутри кода. Эти значения устанавливаются в коде СОКРАТ по ограниченного набора результатам моделирования экспериментов И далее «замораживаются», т.е. не изменяются при расчёте всех валидационных задач. Таким образом, они не выводятся в файл входных данных расчётной модели и не могут изменяться пользователем в отличие от, например, кода MELCOR, где большое количество модельных параметров являются свободными и поэтому подлежат варьированию в рамках АН реакторных расчётов. Неопределенность «замороженных» параметров и свойств в коде СОКРАТ фактически учитывается в погрешности модели, устанавливаемой в ходе валидации кода, поскольку значение погрешности получено путём моделирования всех экспериментов с использованием этих фиксированных значений. Более того, изменение значений этих параметров в расчетах ТА может приводить к нефизичным результатам. Поэтому данные модельные параметры не могут варьироваться в рамках АН ТА. Допускается варьирование только тех модельных параметров и свойств, значения которых не были заморожены на этапе валидации.

Второй тип неопределённостей – неопределенности, связанные с нодализацией и построением расчётной модели энергоблока, включая выбор шага интегрирования. Они также частично учитываются на стадии валидации. Некоторые задачи валидации решаются на разных расчётных сетках, демонстрируется сходимость решения, а соответствующая неопределённость результата учитывается при оценке погрешности модели. Если на этапе валидации эта задача не решалась, она может быть выполнена в рамках реакторного расчёта – например, на этапе квалификации расчётной модели энергоблока, когда пользователь определяет оптимальную нодализацию исходя из собственного опыта и целей (точность, быстродействие). В РБ-166-20 результаты обоснования расчётной схемы (модели) рекомендуется приводить в отчете о верификации и валидации программы для ЭВМ либо в ООБ АС.

Также к этому типу неопределённостей относятся неточности исходных данных, относящихся к геометрии моделируемого объекта, начальным условиям и сценарию моделируемого режима. Если под сценарием понимается хронология событий в ходе TA, то в случае использования интегральных кодов улучшенной оценки она является результатом расчёта и варьированию не подлежит, поскольку предполагается, что анализ ТА выполняется для реалистического сценария, т.е. все альтернативные сценарии являются нереалистическими. Возможны, однако, аварии, в которых формируются альтернативные ветви развития, и в силу недостаточности знаний о процессах, вызвавших это ветвление, сложно выбрать конкретную ветвь в качестве реалистичной. В этом случае все возможные сценарии должны анализироваться по отдельности, поскольку их совмещение в одном АН может привести к качественно разным последствиям ТА (от большого аварийного выброса до отсутствия значимого выброса, например).

К третьему типу неопределённостей относятся случайные события, такие как отказы оборудования и ошибки персонала. Применительно к детерминистическому анализу ТА неопределённости сценария в смысле совокупности исходного события, отказов и действий оператора выходят за рамки АН результатов расчета для этого сценария. Соответствующие варианты сценариев должны рассматриваться в рамках составления представительного перечня ТА. Эти неопределённости не относятся напрямую к детерминистическим расчётам ТА, поскольку такие расчёты в силу самого определения выполняются по заранее фиксированному сценарию. А возможные ветвления в пределах альтернативных комбинаций учитываются на стадии формирования представительных сценариев для анализа (например, на стадии ВАБ-1). Действительно, например, варьирование в рамках единого расчёта ТА таких сценарных параметров, как размер и место течи теплоносителя, число работающих каналов систем безопасности, действия или бездействие оператора по управлению аварией делает детерминистический расчёт бессмысленным, поскольку приводит к очень широкому диапазону результатов, вплоть до качественно разных последствий. Например, разрушение ГО и большой аварийный выброс или успешное охлаждение а.з.

Четвёртый тип неопределённостей связан с работой систем управления для поддержания режимных параметров РУ, с технологическим разбросом размеров и массы элементов и оборудования РУ. При расчётах ТА эти неопределённости не имеют особенностей и учитываются так же, как при расчётах других аварий.

Рассмотрим далее важную проблему, связанную с учётом неопределённостей модельных параметров (первый тип). Использование метода трансформирования для АН ТА предполагает варьирование только свободных параметров моделей, т.е. параметров, не фиксированных внутри кода и доступных пользователям интегральных кодов через пользовательский интерфейс. Допустимость такого варьирования должна быть проверена разработчиками кодов, то есть интегральные коды должны быть специально подготовлены для АН.

Заимствование перечня неопределенных параметров моделей и их характеристик, использованных при моделировании ТА с помощью одного интегрального кода, для АН с использованием другого кода недопустимо. Это объясняется тем, что в разных кодах используются разные модели и применяются разные подходы к валидации. Поэтому параметров, диапазоны наборы неопределённых варьирования, ΦΠΒ должны разрабатываться и обосновываться для каждого кода в отдельности. Однако во всех случаях в центре АН должно быть обоснование выбранного перечня и характеристик варьирования. Если обоснование выбора неопределенного параметра для решаемых задач безопасности не создаёт большой сложности и предполагает качественное пояснение ожидаемого влияния параметра на результат, исходя из знаний феноменологии, то для обоснования диапазона варьирования и ФПВ требуются количественные оценки, предполагающие специальные исследования.

Когда связь между результатами валидации и результатами расчетов ТА устанавливается через ФПВ, как, например, в методе GRS, диапазон и ФПВ для значительной части свободных параметров получаются из валидации интегрального кода.

В коде СОКРАТ большая часть параметров моделей фиксирована, и они вместе с присвоенными им значениями становятся неотъемлемой частью моделей, т.е. больше не являются неопределенными. Установленные погрешности моделирования результирующих параметров, важных для безопасности, связаны в том числе с определением этих фиксированых значений. В качестве примера можно привести характерную скорость стекания расплава по твэлу как фиксированный параметр и связанную с ней погрешность генерации H<sub>2</sub>, установленную для режимов с плавлением.

Но для свободных параметров моделей обоснование диапазонов варьирования и ФПВ необходимо. Кроме свободных параметров моделей, перед выполнением вариантных расчётов должны быть определены и остальные типы неопределённых параметров, а также их диапазоны и ФПВ. Заметим, что иногда выбор неопределённых параметров и их характеристик объясняется понятием «экспертная оценка» без дополнительного обоснования принятых решений. Это существенно снижает надёжность и прозрачность результатов АН и не позволяет использовать принятые решения в качестве общей практики АН для аналогичных работ. Далее на основании опыта АН ТА на АЭС с ВВЭР приводятся примеры использования проектных и открытых данных для обоснования диапазонов варьирования и ФПВ для ряда неопределенных входных величин на основании опыта АН ТА на АЭС с ВВЭР.

Для обоснования диапазона варьирования и ФПВ теплотехнических параметров, характеризующих работу РУ и БВ (тепловая мощность реактора, расход теплоносителя, давление пара и т.д.), рекомендуется использовать нормы точности измерений теплотехнических величин для АЭС с ВВЭР [326], ГОСТ [319], паспортную напорную характеристику ГЦН [320], материалы ООБ. Некоторые данные приводятся также в открыто опубликованных книгах [325] и диссертационных работах по ВВЭР [321], в отчётах NUREG (США) [324] по энергоблокам ВВЭР. Учитывая год издания ГОСТ [319], следует уточнять актуальные требования для конкретного энергоблока.

Неопределённость мощности ОТВ оценивается по результатам валидации интегрального ТА кода (в данном случае СОКРАТ/ВЗ), соответствующая погрешность указана в аттестационном паспорте.

Неопределённость геометрических и массовых характеристик элементов энергоблока оценивается по проектным допускам, обычно приводимым в ООБ, а также по открытым источникам (например, [306], [322], [323]).

За рубежом для ТА, протекающих при высоком давлении в первом контуре, в составе перечня неопределённых параметров рассматривается расход эквивалентной течи теплоносителя из-за организованных и неорганизованных протечек через уплотнения первого контура. Такие протечки важно учитывать из-за потери возможности их компенсации при полном обесточивании энергоблока. Для этого в расчётной модели предусматривается малая течь из первого контура, объединяющая в себе протечки через уплотнения ГЦНА, ИПУ КД, импульсные трубки, неорганизованные протечки через другие соединения первого контура. Для ВВЭР данные о протечках при номинальном давлении в первом контуре приводятся в ООБ и конструкторской документации, некоторые данные могут приводиться в открытых источниках [327]. Следует иметь в виду, что из-за конструктивных отличий системы уплотнения данные для зарубежных PWR к РУ ВВЭР непосредственно не применимы и могут заметно отличаться от данных для ВВЭР. Так, в отчёте SOARCA [328], выпущенном U.S. NRC применительно к АЭС Суррей, оценки по течи из системы уплотнения ГЦН на РУ PWR на порядки превышают данные для ВВЭР, что, вероятно, связано с конструктивными отличиями системы уплотнения [327], [329]. В этом случае влияние протечек на развитие ТА на ВВЭР существенно меньше, чем на PWR, а сама неопределённость протечек – несущественна.

Обоснование неопределённости модельных параметров выполняется на основе прототипных экспериментальных данных или поддерживающих автономных расчётов, с учётом конструктивных особенностей энергоблока и данных о взаимодействии

материалов. К таким параметрам относится, например, длина участка критического истечения в месте разрыва трубопровода, температура разрушения нижней дистанционирующей решётки а.з., температура потери устойчивости ТВС, диаметр струи стекающего расплава, характерное время охлаждения порции расплава до температуры насыщения воды, и т.д. Например, оценка неопределённости температуры, при которой теряется устойчивость ТВС, может быть сделана на основании экспериментов с разрушением пучков твэлов с топливом UO<sub>2</sub> (Phebus FPT, CORA-W, ПАРАМЕТР-SF). Для оценки неопределённости характерного времени охлаждения порции расплава до температуры насыщения воды и доли окисляющегося Zr после перемещения в НКР следует анализировать экспериментальные данные по взаимодействию расплава с водой (FARO, TROI, KROTOS, ZREX).

Для АН моделирования процессов взаимодействия расплава с бетоном на внекорпусной стадии ТА и в БВ необходимо обосновать неопределённость состава, свойств бетона (температуры абляции, плотности, теплопроводности и теплоёмкости), а также его армирования. Эти параметры определяют скорость и глубину абляции бетона, выход горючих газов и продуктов деления, темп роста давления под ГО. Обычно данные по составу бетона для конкретного энергоблока неизвестны. Для оценки неопределённости содержания железа в бетоне в форме арматуры и закладных могут использоваться общие данные по конструированию железобетонных конструкций [330] и открытые данные для реакторов подобного типа [142].

Неопределённость содержания воды в бетоне зависит от типа используемого бетона. Для силикатного бетона нижняя граница неопределённости для свободной и связанной воды может быть принята на основе данных экспериментальной программы ACE [258] для зарубежного бетона того же типа, или данных этой же программы для «советского силикатного бетона BBЭР» [259]. Верхняя граница неопределённости получаяется путем аналитических оценок, основанных на данных по марке бетона, цемента и расходу компонентов бетона при его заливке.

определения температуры обусловлена Сложность абляции бетона его многокомпонентностью и гетерогенной структурой, причем температуры плавления индивидуальных компонентов лежат в довольно широком диапазоне. Поэтому для оценки неопределённости температуры абляции силикатного бетона удобно использовать вспомогательные термодинамические расчёты. Для силикатного и серпентинитового бетонов, характерных для советских АЭС, в работе [331] приведены зависимости энтальпии и доли жидкой фазы от температуры, вычисленные по темодинамической программе Thermo-Calc. Если соответствующие значения принять В качестве референтных, то диапазон их неопределённости может быть оценен на основании данных о температурах солидус и ликвидус для силикатного (иностранного) бетона и аналитических оценок с помощью Thermo-Calc для силикатного (советского) бетона.

Для серпентинитового бетона в качестве ссылочных данных по свойствам рекомендуется также использовать экспериментальные данные [332] НИТИ им. А.П. Александрова.

Неопределённость вязкости расплава при взаимодействии с бетоном связана, прежде всего, с неопределённостью содержания кремния в расплаве. Границы неопределённости в зависимости от температуры определяются на основании открыто опубликованных данных по бетонам-аналогам [333], [334], [335].

Для оценки диапазона неопределённости плотности бетона следует учитывать проектные данные о составе и плотности бетона для данного энергоблока (отчёты по обоснованию безопасности), применяемой стержневой арматуре и её количестве в бетоне, массе и допустимой погрешности массы профиля арматуры (ГОСТ 5781-82), фактической плотности тяжёлого бетона по доступным данным для подобных энергоблоков.

Для оценки диапазона неопределённости теплоёмкости бетонных стен необходимо учитывать вклад армирования. Некоторые данные содержатся в отчёте ОЭСР [142].

В отсутствие непосредственных проектных данных для оценок неопределённости коэффициента теплопроводности бетона рекомендуется использовать обобщения данных по зарубежным бетонам близкого состава без армирования (например, [142], [336] для силикатного бетона), а для учёта армирования использовать оценку его объёмной доли и результаты исследований влияния армирования на теплопроводность [337].

В качестве примера обоснования диапазона варьирования модельного параметра для ТА в БВ рассмотрим неопределённость эффективного коэффициента серости стальной облицовки. Стены отсеков БВ облицованы двумя слоями листовой стали, разделёнными газовым зазором для сбора протечек. Теплопроводность газового зазора влияет на теплопередачу от внутренней облицовки к внешней облицовке и бетону. Теплообмен в облицовки обусловлен воздушной щели между слоями В общем случае теплопроводностью, излучением и конвекцией, причем в интегральной модели БВ для кода СОКРАТ явно моделируется только теплопроводность. Конвективный теплообмен можно исключить из рассмотрения ввиду его относительной малости по сравнению остальными механизмами: даже при перепаде температуры между листами облицовки 100 °С и температуре воздуха 150 °С число Ra~1500, т.е. конвективный теплообмен крайне И эффективная теплопроводность в щели определяется молекулярной мал. теплопроводностью. При росте температуры в зазоре увеличивается вязкость воздуха, и число Ra дополнительно снижается. Соответственно, для оценки неопределённости эффективной теплопроводности, учитывающей молекулярную теплопроводность и излучение, необходимо выполнить аналитические оценки для ожидаемых в ТА условий. Для этого используются данные о зависимости коэффициента серости материала облицовки от температуры [338] и справочные данные о температурной зависимости коэффициента теплопроводности воздуха.

# 6.3 Особенности обработки результатов анализа неопределённости для ТА

Опыт АН результатов моделирования ТА на РУ ВВЭР показывает, что на стадии статистической обработки полученной выборки может быть сложно сделать наилучшую оценку результата. В качестве примера на рисунке 6.1 показаны результаты АН для массы водорода, вышедшей под ГО через гильотинный разрыв соединительного трубопровода КД в ходе ТА на РУ ВВЭР-1000. Базовый, или референтный расчёт показан на рисунке синей кривой. В рамках АН из перечня неопределенных входных параметров с учетом их ФПВ была сгенерирована выборка методом Монте-Карло и выполнено 100 расчетов. Результаты АН графически представлены временной зависимостью для среднего значения рассчитываемой массы водорода  $\overline{S}$  (красная кривая) и стандартной неопределенностью *u*<sub>input</sub>, изображенной в виде вертикальных планок. Серые кривые, представляющие результаты отдельных расчетов, демонстрируют относительно узкий разброс результатов, как по величине, так и по времени, с тремя характерными стадиями образования водорода в каждом вариантном расчёте (0 - 100 кг, 100 - 150 кг, 150 - 500 кг). Среднее значение интегрального выхода водорода к концу внутрикорпусной стадии (6600 с) хорошо согласуется с референтным расчетом, отличия составляют 10 кг при полной массе 400 кг, т.е. не более 4 %.

Если анализируется скорость выхода водорода, наибольший интерес представляет третья стадия, соответствующая доокислению остатков ТВС в а.з. паром, образующимся при поступлении первых порций горячего расплава в опоры ТВС, заполненные водой. На этой стадии образуется интенсивный источник водорода в ГО, который может превышать скорость его удаления за счет рекомбинации в ПКРВ. Однако ввиду того, что результаты вариантных расчётов смещены по времени и величины выброса водорода на третьей стадии немного отличаются, прямое усреднение всей совокупности вариантов (красная кривая) приводит к более равномерному поступлению водорода под ГО на третьей стадии. Поэтому для реалистичной оценки максимальной скорости выхода водорода и длительности этой стадии простое осреднение выборки результатов для массы водорода не приводит к наилучшей оценке, и требуется дополнительный анализ результатов. В частности, в данном случае возможным решением является осреднение выборки скоростей выхода водорода.

В ряде практических приложений ФММ возникает необходимость подготовки исходных данных для передачи и последующих расчетов по другому коду – например, в рассмотренной задаче источники пароводородной смеси из первого контура могут передаваться в качестве исходных данных для CFD-расчётов распределения водорода под ГО. Здесь важной задачей является подготовка согласованного набора данных. При прямом усреднении необходимых результирующих параметров (например, интеграла расхода водяного пара или воды через разрыв, температуры выбрасываемого газа и т.д.) будет сформирован набор отдельных результатов. В общем случае референтный вариант расчета должен быть близок к среднему варианту. Сравнение референтного варианта с полученным средним позволяет подтвердить правильность выбора начальных и граничных условий и параметров моделей. В случае сильного расхождения референтного расчёта с результатом осреднения вариантных расчетов параметры моделей и начальные и граничные условия могут потребовать уточнения.

На рисунке 6.1 в качестве расчёта, наиболее близкого к средним значениям множества определяющих результатов, определён расчёт №43. Результаты этого расчета обладают минимальным относительным среднеквадратическим отклонением от среднего расчета по всем исследуемым параметрам (не только по интегральному выходу H<sub>2</sub>).



Рисунок 6.1 – Масса водорода, вышедшего под ГО в ТА с гильотинным разрывом соединительного трубопровода КД и полным обесточиванием РУ ВВЭР-1000

В соответствии с методикой АН для кода СОКРАТ (описана в РБ-166-20), для учета погрешности, обеспечиваемой интегральным кодом, в полученные результаты необходимо внести поправку. Эта процедура включает корректировку среднего значения  $\overline{S}$  (наилучшей оценки по набору расчетов из АН) с учётом величины и знака систематической составляющей погрешности модели  $\overline{E}$ , указанной в аттестационном паспорте кода (применительно к рисунку 6.1 – погрешности интегральной массы водорода). Также она затрагивает корректировку величины стандартной неопределенности наилучшей оценки с учётом случайной составляющей погрешности модели  $u_{val}$ , также указанной в аттестационном паспорте.

## 6.4 Анализ неопределённости как инструмент поиска пороговых эффектов

Важной функцией АН является возможность обнаружения пороговых эффектов в расчёте отдельного сценария ТА. Согласно НП-001-15, под пороговым эффектом понимается «существенное скачкообразное ухудшение безопасности АС (блока АС), вызванное небольшими изменениями параметров». Похожее определение приводится и в требованиях МАГАТЭ к проектированию АЭС SSR-2/1 (Rev. 1): «пороговый эффект – сильно отличающийся от нормального режим поведения станции, к которому приводит резкий переход от одного состояния станции к другому после небольшого отклонения одного из параметров станции; и, таким образом, резкое значительное изменение условий на станции в ответ на небольшое изменение входных воздействующих факторов». Также в SSR-2/1 устанавливается требование к анализу безопасности АЭС по обеспечению уверенности в том, что «в проекте уделено должное внимание неопределенностям, и особенно в том, что имеются достаточные запасы безопасности для недопущения пороговых эффектов и радиоактивных выбросов на ранней стадии или крупных радиоактивных выбросов». Таким образом, понятие порогового эффекта неразрывно связано с анализом неопределённости. Применительно к ТА под пороговыми эффектами можно понимать такие отклонения в развитии аварии, которые приводят к существенным изменениям последствий аварии. Например, это может быть более ранний радиоактивный выброс, разрушение или байпассирование ГО.

Наглядным примером порогового эффекта, возникающего в расчётах ТА, являются сценарии с потерей теплоотвода ко второму контуру и плотным первым контуром. В таких авариях разрушение а.з. происходит при высоком давлении, определяемом уставками открытия и закрытия ИПУ КД (т.е. близком к номинальному давлению). С другой стороны, давление под ГО близко к атмосферному, поскольку выброс теплоносителя из первого контура также ограничен периодическим открытием ИПУ КД. Давление в ПГ по второму контуру находится в диапазоне 0,1...8 МПа в зависимости от сценария. Таким образом, перепад давления на стенках первого контура составляет 8-16 МПа. По мере разогрева и начала разрушения а.з. в петли ГЦТ начинает поступать парогазовая смесь, имеющая температуру ~1500 К. Она вызывает нагрев горячих патрубков петель ГЦТ, соединительного трубопровода КД и теплообменных трубок ПГ (в петле ГЦТ с осушенным гидрозатвором холодной нитки). Поскольку с увеличением температуры прочностные свойства стали падают (в частности, предел текучести), возможна ситуация, когда растягивающие напряжения превышают предел текучести в некоторой области ГЦТ, что приводит к разрыву трубопровода и появлению течи. Размер размеров течи ограничен на нижней границе фактом снижения растягивающих напряжений либо захолаживанием металла вытекающей средой. Из-за потери среды в течь давление в первом контуре быстро снижается.

Пороговый эффект в данном классе аварий связан с местом образования течи. При разрыве горячего патрубка или соединительного трубопровода истечение парогазовой смеси из первого контура направлено под ГО, и ГО ещё длительное время может выполнять свою функцию, ограничивая выход радиоактивности в окружающую среду. Эти варианты разрыва можно считать идентичными по радиационным последствиям.

Напротив, при разрыве теплообменных трубок ПГ радиоактивные материалы переносятся парогазовой средой во второй контур и далее выбрасываются через разрыв паропровода или ПСУ в окружающую среду, байпассируя ГО. Это приводит к существенно более раннему радиоактивному выбросу. Результаты численного моделирования таких аварий показывают, что небольшие отклонения входных параметров модели энергоблока в пределах неопределённости их значений могут приводить как к разрыву границ первого контура внутри ГО, так и к байпассированию ГО. Таким образом, проявляется пороговый эффект, связанный с риском байпассирования ГО. В этом случае фактически авария разделяется на 2 ветви с разными последствиями: вариант с разрывом трубопроводов внутри ГО и вариант с разрывом ТОТ ПГ. Смешивать эти 2 варианта в одном анализе неопределённости не имеет смысла, поскольку это приводит к существенному разбросу результатов. Различается не только сам радиоактивный выброс, но и количество источников выброса (только из-под ГО в первом случае и дополнительно на уровне крыши машзала – во втором случае).

Возможен и третий вариант развития аварии – если границы первого контура сохраняют свою целостность до момента перемещения расплава из а.з. в НКР, происходит разрыв корпуса реактора. И поскольку разрыв корпуса с расплавом происходит в области максимальной температуры стенки, т.е. в области контакта с ванной расплава, возникает явление прямого нагрева атмосферы ГО диспергированным расплавом. Это явление плохо изучено, поэтому в практике анализа безопасности ВВЭР принято в качестве верхней оценки, что при разрыве корпуса реактора перепадом давления на стенке свыше 1 МПа происходит отказ ГО. Таким образом, этот вариант также приводит к раннему и большому выбросу радиоактивности.

В базовом (референтном) расчёте аварии могут быть получены условия для разрыва теплообменных труб ПГ, но при выполнении АН могут проявиться все перечисленные реализации порогового эффекта. Поэтому для ТА на высоком давлении выполнение анализа неопределённости принципиально важно с целью проверки порогового эффекта.

При формировании перечня неопределённых параметров в расчёте данной ТА важно учесть параметры, способные повлиять на факт и место разрыва, например:

– характеристики высокотемпературной ползучести и пределы текучести сталей, из которой выполнены соединительный трубопровод КД, горячий патрубок, теплообменные трубки ПГ;

– коэффициенты теплоотдачи к атмосфере под ГО от горячей нитки, соединительного трубопровода, корпуса ПГ.

Заметим, что при учёте действий операторов по снижению давления в первом контуре путём открытия линии САГ и ИПУ КД результаты анализа неопределённости изменяются, поскольку основной расход среды из а.з. направляется в КД, и расход горячей среды в ТОТ ПГ практически исчезает. При этом результаты также сильно зависят от времени реализации действий операторов. Однако исследование чувствительности результатов расчётов к времени открытия САГ (ИПУ КД) является уже отдельной задачей.

Пример варьирования перечисленных параметров неопределённости приведён в таблице 6.1.

Параметр	Диапазон варьирования	Базовое значение	Распределение
Множитель на предел текучести стали (соединительный трубопровод КД)	0,81,2	1,0	Равномерное
Множитель на предел текучести стали (ТОТ ПГ)	0,81,2	1,0	Равномерное
Коэффициент теплоотдачи от соединительного трубопровода к атмосфере под ГО, Вт/м <sup>2</sup> К	13	2	Равномерное
Коэффициент теплоотдачи от горячей нитки к атмосфере под ГО, Вт/м <sup>2</sup> К	13	2	Равномерное
Коэффициент теплоотдачи от корпуса ПГ к атмосфере под ГО, Вт/м <sup>2</sup> К	24	2	Равномерное

Таблица 6.1 – Перечень варьируемых параметров в рамках анализа неопределённости разрыва ГЦТ

Для всех параметров было задано равномерное распределение, т.е. равная вероятность случайно выбираемых значений из заданного диапазона. Как следует из таблицы, в анализе неопределённости рассматривались широкие интервалы возможных значений и для граничных условий (коэффициенты теплоотдачи от трубопроводов), и для прочностных свойств материалов трубопроводов (±20% от базового значения).

В качестве примера АН объёмом 50 вариантных расчётов применительно к сценарию аварии «Неотсекаемая большая течь паропроводов одного ПГ без учёта действий по снижению давления первого контура» на энергоблоке с ВВЭР-1000 показал следующие результаты. В 11 вариантах произошёл разрыв корпуса реактора, в 4 вариантах – разрыв теплообменных трубок ПГ, и в остальных 35 вариантах – разрыв соединительного трубопровода КД. Независимо от места время разрыва укладывается в относительно узкий интервал времени (63,4....66,8 ч).

Ещё один вариант ветвления результатов АН, начиная с определённого момента, показан на рисунке 6.2. В представленных результатах можно выделить 2 семейства кривых: основная масса расчётов с массой водорода 300-400 кг и относительно небольшое число расчётов с разбросом массы водорода в диапазоне 500–1000 кг. Анализ результатов показал, что причиной расхождения времени начала выхода водорода под ГО является разное время начала осушения а.з. после того, как происходит дренирование воды из ГЕ САОЗ в реактор. При этом в основной массе расчётов осушение а.з. происходит плавно, а разогрев и окисление твэлов протекает в условиях парового голодания. В меньшей части расчётов оказывается, что ГЕ САОЗ сливаются не полностью, поскольку в этих расчётах при поступлении воды в а.з. давление в реакторе увеличивается сверх располагаемого гидростатического напора в линии ГЕ. Остатки воды в ГЕ САОЗ попадают в а.з. уже после более глубокого снижения давления, когда а.з. почти полностью осушена, а оболочки твэлов превысили температуру 1100-1200 °C. В результате вода из ГЕ САОЗ поступает с очень небольшим расходом и порциями, поскольку всякий раз поступление воды в а.з. приводит к росту давления в реакторе и временному прекращению дренирования ГЕ, до очередного снижения давления ниже располагаемого напора. Таким образом, расход воды не позволяет восстановить уровень в а.з. и охладить твэлы, но генерирует достаточно пара для окисления оболочек твэлов. Это и приводит к плавной и более длительной генерации водорода. Таким образом, в данной аварии возникает 2 качественно разных процесса осушения и окисления а.з., а причиной является разное установившееся давление в реакторе после открытия операторами ИПУ КД и САГ.



Рисунок 6.2 – Масса водорода, прошедшего через разрывную мембрану бака-барботёра в ТА с полным обесточиванием и отказом БРУ-А и изолирующих задвижек на закрытие Анализ неопределённостей в этой аварии показывает необходимость разделения двух вариантов аварии и их рассмотрение по отдельности. Объединение сценариев в одном анализе приводит к бессмысленно широкому разбросу результатов, исключающему возможность его практического использования. Также АН показывает необходимость более детального исследования причин расхождения результатов – как в части моделирования аварии (отсутствие ошибок в расчётной модели, в физических моделях), так и в части обоснованности такого результата с точки зрения работы систем (ГЕ САОЗ). Показанная возможность отложенного полного дренирования ГЕ САОЗ при ТА с последующим окислением остатками воды перегретой а.з. должна учитываться при верификации мер по управлению аварией (РУТА).

Более частными случаями пороговых эффектов при ТА являются ветвления ТА, обусловленные неопределённостью расчёта времени событий в ходе аварии из-за использования параметрических моделей. Например, заметное влияние на последствия ТА может оказывать время разрушения конструкций а.з. и ВКУ. При отсутствии в интегральном коде специальной термомеханической модели для расчёта прочности таких конструкций обычно используются критериальные условия. Так, для оценки факта и времени потери устойчивости ТВС применяются критерии потери прочности хвостовиков (предельная температура) или температура нижней обогреваемой ячейки твэла (2500 К, на основе прототипных экспериментов, например, Phebus FPT). Применительно к нижней дистанционирующей решётке а.з. используется критерий предельной температуры вблизи начала плавления стали. И время потери устойчивости ТВС, и время разрушения нижней решётки а.з. играют важную роль в расчёте, поскольку в первом случае происходит переход от стержневой геометрии с развитой поверхностью твэлов к конфигурации пористого дебриса с малой свободной поверхностью, а во втором случае начинается массовое перемещение кориума из а.з. в воду в НКР. Поэтому от времени этих событий зависят такие параметры, как масса образовавшегося водорода в а.з., степень окисления расплава, степень перегрева материалов а.з., доля вышедших ПД из топлива в а.з., пик давления при взаимодействии расплава с водой в НКР и т.д. В свою очередь, эти параметры могут влиять на дальнейший ход и последствия аварии через угрозы целостности ГО, источник радиоактивных аэрозолей, время и интенсивность радиоактивного выброса, и в том числе, целостность ТОТ ПГ в ТА на высоком давлении.

Для исключения пиковых нагревов, приводящих к кратковременному превышению критерия разрушения конструкции (рисунок 6.3) из-за стекания и охлаждения расплава, вместо однопараметрического критерия разрушения используется двойной критерий «время-температура», устанавливающий необходимую длительность превышения конкретной температуры для инициирования разрушения конструкции.



Рисунок 6.3 - Пример пикового нагрева нижней решётки а.з. при поступлении на неё расплава

Такие данные могут быть получены в результате автономных термомеханических расчётов при помощи специализированных кодов. Исключение жестких критериев из расчётной модели позволяет минимизировать пороговые эффекты при АН ТА.

## 6.5 Выводы по главе 6

В главе 6 показана неоднозначность позиции надзорных органов и МАГАТЭ в отношении того, следует ли учитывать неопределенность расчетов тяжёлых аварий при сравнении с установленными приемочными критериями. С целью демонстрации практической значимости анализа неопределённости сформулирован перечень задач, которые позволяет решать совместный анализ неопределённости и чувствительности при расчётном исследовании тяжёлых аварий.

В основе предлагаемого подхода к анализу неопределённости результатов расчёта тяжёлых аварий предложена аналогия между расчетом по интегральному коду наилучшей оценки и косвенным измерением. В рамках этой аналогии сформулирована цель реалистического анализа при расчётах ТА как определение наиболее достоверного результата расчета прогнозируемой величины, представляющей интерес для безопасности АЭС (наилучшей оценки прогнозируемой величины). Наилучшая оценка определяется средним значением из множества возможных расчетных значений прогнозируемой величины, которое неизбежно возникает при учете различных неопределенностей, с поправкой на модельную погрешность кода, которая определяется при валидации (глава 4). Для определения среднего значения используется анализ неопределенности. Также по результатам анализа неопределённостей находится значение неопределенности, связанной с наилучшей прогнозной оценкой.

В главе 6 приведены рекомендации по учёту неопределённостей разного рода, относящихся к задачам расчётного анализа тяжёлых аварий на ВВЭР, с использованием интегрального кода СОКРАТ в качестве примера. Также показана важность обоснования перечня и характеристик неопределенных параметров и даны рекомендации по использованию проектных и открытых данных для обоснования диапазонов варьирования и ФПВ для ряда неопределенных входных величин на основании опыта анализа неопределённостей тяжёлых аварий на АЭС с ВВЭР.

На примере расчёта представительной тяжёлой аварии рассмотрены особенности обработки результатов анализа неопределённости для ТА. Показано, что на стадии статистической обработки полученной выборки результатов не всегда применимо прямое усреднение результатов расчетов, но требуется дополнительный анализ, определяемый целевой функцией расчета. Сформулирована взаимосвязь между референтным результатом расчёта и наилучшей оценкой с точки зрения обоснования правильности выбора и проверки необходимости уточнения значений параметров моделей физических процессов, начальных и граничных условий.

На примере расчёта тяжёлой аварии с плотным первым контуром показана важность использования анализа неопределённости в качестве инструмента поиска пороговых эффектов. Показана необходимость разделения результатов анализа неопределённости для отдельных ветвей развития тяжёлой аварии. Представлены рекомендации по исключению пороговых эффектов, связанных с неопределённостью расчёта времени событий в ходе аварии из-за использования жестких параметрических моделей.

## 7 АПРОБАЦИЯ ЭЛЕМЕНТОВ МЕТОДИКИ НА ПРИМЕРЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЯЖЁЛОЙ АВАРИИ НА АЭС ФУКУСИМА-1

## 7.1 Интегральное моделирование тяжёлой аварии на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1

Вероятное развитие ТА на АЭС Фукусима-1, произошедшей в марте 2011 года, непрерывно исследуется в последние 13 лет. Учитывая количество разрушенных энергоблоков, разнообразие сложившихся условий при одинаковом исходном событии, а также большой объем данных, которые удалось собрать во время активной фазы аварии, тяжёлая авария на АЭС Фукусима-1, произошедшая в 2011 году, является важным источником данных для анализа. Для моделирования этой аварии используются практически все известные интегральные коды (MELCOR, MAAP, ASTEC, ATHLET-CD  $(AC^2),$ СОКРАТ, SCDAP/RELAP5) И относительно новые коды (SAMPSON, THALES2/KICHE). Интегральные коды зарекомендовали себя как эффективный инструмент анализа. Результаты интегрального моделирования дают ценную информацию о времени основных событий, произошедших во время аварии, массе, расположении и составе кориума, распределении ожидаемой мощности дозы. В случае ТА на Фукусима-1 они также могут быть полезны для проверки и объяснения событий, зарегистрированных во время аварии.

Первые расчёты развития аварии и оценки ее последствий были выполнены с использованием ТА кодов в различных национальных и международных экспертных центрах еще в 2011 году. Например, ИБРАЭ РАН предоставил свои результаты кризисному центру ГК «Росатом» в рамках аварийного реагирования уже в первые дни аварии [339]–[343]. Начиная с 2012 г. численное исследование аварии на Фукусима-1 продолжилось в рамках международных проектов ОЭСР: BSAF [194], [344], BSAF-2 [345], [346], [347], ARC-F [348], [349], [350], в настоящее время продолжается в рамках проекта FACE. С самого начала в этих работах при поддержке ГК «Росатом» принимал участие ИБРАЭ РАН с расчетами по коду СОКРАТ/ВЗ. В проекте BSAF были получены первые результаты моделирования аварий для энергоблоков 1-3 [351]. В следующих проектах BSAF-2 и ARC-F исследования ИБРАЭ были сосредоточены на аварии на энергоблоке 1. Эта авария имеет наиболее «классический» сценарий по сравнению с другими энергоблоками, поскольку характеризуется полным отказом всех систем безопасности на ранних стадиях аварии (в отличие от энергоблоков 2 и 3, где системы RCIC и HPCI продолжали охлаждать а.з. в запроектных условиях в течение длительного времени после отключения электроэнергии). В то же время в отношении энергоблока 1 по-прежнему остается много нерешённых вопросов [352], а обстоятельства аварии позволяют использовать полученные знания для совершенствования моделей ВВЭР.

Например, итоговое состояние клапанов внутри ГО (сухого бокса контейнмента), которые изолируют аварийный конденсатор (АК, IС) от ГО, до сих пор неизвестно. Согласно данным о действиях оператора во время аварии, предполагается, что они остались в открытом положении, по меньшей мере частично. Вероятное снижение мощности АК из-за накопления водорода в теплообменных трубках также является проблемой, требующей дальнейшего изучения.

Другой вопрос – механизм разгерметизации контура теплоносителя. В настоящее время принято считать, что именно утечка в системе охлаждения реактора привела к зарегистрированному снижению давления, но место и площадь течи не подтверждены, и в различных интегральных расчётах она различается.

Измерения, проведенные ТЕРСО над плитами биологической защиты центрального зала на энергоблоке 1, показали, что мощности дозы там намного ниже, чем мощности доз в том же месте на энергоблоках 2 и 3. Причина этого отличия до конца не понятна. Также требуют объяснения высокие мощности доз, измеренные локально в других местах реакторного здания, и в этом случае интегральное моделирование крайне полезно.

Причина взрыва, разрушившего верхнюю часть здания реактора и вызвавшего первый интенсивный радиоактивный выброс в окружающую среду, до сих пор полностью не объяснена, хотя обычно это событие связывают с взрывом водородно-воздушной смеси, которая скопилась в центральном зале в ходе аварии.

Степень абляции бетонного пола расплавом в сухом боксе контейнмента на поздней стадии аварии представляет собой еще один открытый вопрос. Результаты моделирования демонстрируют длительное взаимодействие расплава с бетоном, которое продолжалось даже после заполнения сухого бокса водой, а прогнозная глубина абляции бетона расплавом достигает границы облицовки сухого бокса [353]. Однако доказательств, подтверждающих разрушение стальной облицовки на энергоблоке 1, пока не обнаружено. Кроме того, недавние видеосвидетельства о серьёзном повреждении бетонных стен постамента [354] на энергоблоке 1 также определяют новые задачи для реалистичного моделирования теплообмена расплав–бетон в интегральных ТА кодах.

В предыдущих расчётах аварии на энергоблоке 1 в рамках проектов BSAF, BSAF-2, ARC-F при помощи TA кодов работа AK учитывалась при помощи граничных условий. В начале проекта BSAF Институт прикладной энергии (IAE, Токио) выполнил интегральный расчёт аварии с непосредственным моделированием AK при помощи кода SAMPSON [355]. По результатам этого расчёта был сделан вывод об отсутствии существенного влияния работы AK на стадии после полного обесточивания на развитие аварии. Вне проектов ОЭСР отдельные расчёты с непосредственным моделированием основных элементов AK выполнялись также при помощи TA кодов MELCOR [356] и MAAP [357] (Attachment 1-7-5) и теплогидравлического кода RELAP5 [358], но они не были направлены на исследование влияния этой системы на развитие тяжёлой стадии аварии.

Непосредственное моделирование АК в составе интегральной модели представляет интерес, поскольку позволяет проверить корректность расчёта внутрикорпусной стадии аварии на основании сопоставления расчётного и измеренного итогового уровня воды в теплообменниках АК, а также проверить гипотезу об оставленных незакрытыми клапанах после прихода цунами (полного обесточивания). До сих пор вопрос о том, закрыты эти клапаны или нет, остаётся открытым. Есть консенсус, что клапаны остались открыты, по меньшей мере, частично. Если это так, то система АК могла влиять на развитие ТА, ограничивая пик давления в реакторе в момент перемещения расплава в НКР и сопутствующей интенсивной генерации пара.

Кроме того, моделирование АК позволяет проверить эффективность расчётной модели в полномасштабной геометрии, что важно для обоснования корректности моделирования модели СПОТ ПГ на АЭС с ВВЭР-1200 при помощи СОКРАТ/В3.

#### 7.1.1 Модель энергоблока и принятые допущения

Интегральная нодализационная схема энергоблока 1 была разработана в рамках проекта АЯЭ ОЭСР BSAF. После нескольких усовершенствований она использовалась также в проектах BSAF-2 и ARC-F. В актуализированном виде она включает в себя следующие элементы:

- корпус реактора, в т.ч. а.з. и ВКУ, уровнемер и главные паропроводы (рисунок 7.1);
- рециркуляционные петли (рисунок 7.4);
- система аварийного конденсатора (рисунок 7.5);
- контейнмент, в т.ч. сухой бокс и водный бокс, также называемый системой ограничения давления или просто «тор» (рисунок 7.6);
- бетонный пол в сухом боксе (рисунок 7.8);
- помещения реакторного здания (рисунок 7.7).



Рисунок 7.1 - Нодализационная схема реактора, главных паропроводов и уровнемера для энергоблока 1 АЭС Фукусима-1

Активная зона была разделена на 4 концентрические цилиндрические области (рисунок 7.2), в которых собраны 4 группы ТВС со схожими характеристиками. Группировка ТВС основывается на распределении по а.з. выгорания (накопленной активности долгоживущих радионуклидов) и удельной мощности (накопленной активности короткоживущих радионуклидов), которая в среднем уменьшается в радиальном направлении от центра а.з. к периферии.

Несмотря на то, что чехлы ТВС исключают поперечные потоки теплоносителя между ТВС, они могут локально растворяться легкоплавкими эвтектическими смесями стали с В<sub>4</sub>С, образующимися при разрушении а.з. В результате могут появляться поперечные гидравлические связи между каналами ТВС и каналами между чехлов, а также между каналами соседних ТВС. Для учета этого эффекта нодализационная схема а.з. была дополнена квазиканалами, соединяющими соседние группы ТВС и области байпаса. Квазиканалы снабжены клапанами, которые остаются закрытыми до тех пор, пока на заданной высоте не расплавится стенка чехла. Аналогично, для учёта возможного локального расплавления выгородки а.з. периферийный байпассный канал а.з. соединен с опускным участком реактора.

Для моделирования процессов в НКР использовалась двумерная сетка конечных элементов. Эта сетка описывает половину поперечного сечения нижней части реактора. В расчетную область входит область днища корпуса, измерительные каналы и приводы СУЗ (на рисунке 7.3 эти элементы окрашены в красный цвет) и свободный объем (синий цвет).

Свободный объем заполняется слоями кориума, поступающего в НКР из а.з. Для моделирования теплообмена между теплоносителем и стенками НКР поверхности конечных элементов красного цвета сопряжены с гидравлической камерой VESSEL LP из нодализационной схемы реактора. Свободные границы конечных элементов, описывающих днище корпуса на рисунке 7.3, сопряжены с камерой DRWLL RPVSKIRT (см. нодализационную схему сухого бокса на рисунке 7.6). По результатам расчетов корпус реактора локально нагревался до высоких температур, поэтому схема учитывает возможное плавление алюминиевой теплоизоляции корпуса реактора. Для этого при достижении температуры плавления Al изменяются энтальпия и теплопроводность изоляции. Это увеличивает тепловые потери из реактора в атмосферу сухого бокса на поздней стадии разрушения а.з.





Рисунок 7.2 - Схема разбиения а.з. энергоблока 1 на группы ТВС



Главные паропроводы от корпуса реактора до турбогенераторов моделируются двумя каналами. Один эффективный канал представляет собой 3 объединённых паропровода, а другой канал – отдельный паропровод с течью (рисунок 7.1). Стопорнорегулирующие клапаны моделируются клапаном с регулируемой площадью открытия.

Поскольку во время аварии работал только один предохранительный клапан (ПК) реактора, в нодализационной схеме предусмотрено одно гидравлическое соединение IPU 1 между соответствующим паропроводом и водным боксом. Для моделирования течи теплоносителя в этом же паропроводе (камера MSLx1 0 на рисунке 7.1) предусмотрена связь с соответствующей ячейкой нодализационной схемы сухого бокса (DRWLL CYL TOP1 на рисунке 7.6). На этой связи установлен клапан, который открывается на 19400 с момента аварии. Выбора места течи рассмотрен в статье [358] и связан с наилучшим воспроизведением показаний уровнемера с учетом неравномерности нагрева атмосферы сухого бокса по сравнению с другими местами течи (из инструментальных каналов, через фланец ПК).

Петли рециркуляции теплоносителя A и B моделируются одинаково (рисунок 7.4). Стенки трубопроводов теплоизолированы и обмениваются теплом с соответствующими ячейками нодализационной схемы сухого бокса. Течи уплотнений насоса в расчетах не учитывались. Всасывающая линия контура B имеет камеру IC\_in\_B для подключения конденсатных линий обоих каналов A и B системы AK.

В модель АК входят следующие элементы для 2-х каналов А и В (рисунок 7.5):

- паровая линия из реактора во входной коллектор теплообменника;
- проточная часть теплообменника (коллекторы и теплообменные трубки);
- конденсатная линия от выходного коллектора до петли рециркуляции В;
- второй контур теплообменника;
- линия выпара из теплообменника в окружающую среду;

 – байпасная линия, соединяющая паровую линию с основной паропроводом (для предотвращения скопления неконденсирующихся газов);

– стенки трубопроводов, теплообменные трубки, коллекторы и стенка корпуса.

В схеме нодализации АК паровая линия снабжена клапаном 2А, моделирующим клапан МО-2А снаружи сухого бокса контейнмента. На конденсатной линии установлен клапан 3А, который соответствует клапану МО-3А на энергоблоке. Запорные клапаны внутри контейнмента не моделируются, поскольку в расчете, в соответствии с проектными особенностями, они считаются полностью открытыми в течение всего времени после полного обесточивания.

Два пакета теплообменных труб в теплообменнике каждого канала АК моделируются одной эффективной теплообменной трубкой. Таким образом, считается, что все трубки имеют одинаковую длину. Плавные изгибы реальных трубок аппроксимированы в модели двумя 90° гибами эффективной трубки.

Учитывая, что теплообменники АК – горизонтальные, второй контур теплообменников моделируется с использованием опыта построения нодализационных схем ПГ ВВЭР. Нодализация допускает сохранение конвекции однофазного и двухфазного вторичного теплоносителя в процессе выкипания котловой воды.

Стенки теплообменных трубок, корпуса теплообменника, паровой и конденсатной линий АК моделируются явно. Трубопроводы паровой и конденсатной линии теплоизолированы. В той части этих линий, которая расположена между реактором и запорной арматурой, теплоизоляция сопряжена с соответствующими ячейками нодализационной схемы сухого бокса. В соответствии с фотографиями теплообменников АК, сделанными ТЕРСО после аварии, корпусы теплообменников также предполагаются теплоизолированными. Однако отрыв и падение теплоизоляционных пластин из-за землетрясения в расчете не учитываются.





Рисунок 7.4 - Нодализационная схема рециркуляционных петель на энергоблоке 1

Рисунок 7.5 - Нодализационная схема системы АК на энергоблоке 1

Открытие и закрытие клапанов на паровых линиях (2A, 2B) и конденсатных линиях (3A, 3B), определявшее работу AK во время аварии, основано на результатах расследования ТЕРСО. Время открытия и закрытия клапанов было восстановлено на основе распечаток регистратора переходных процессов [360]. По имеющимся данным, последним срабатыванием клапана было открытие клапана 3A на конденсатной линии за пределами сухого бокса в 21:30 (24100 с момента аварии). В расчете соответствующий клапан был открыт в это же время и оставлен в полностью открытом состоянии.

#### Линия уровнемера (топливная шкала)

В расчётной модели энергоблока была учтена линия измерения уровня в реакторе по топливной шкале. Минусовая и плюсовая импульсные линии уровнемера (рисунок 7.1) соединены с диффузором насоса-эжектора и верхней частью реактора соответственно. На наружной поверхности трубок уровнемера обеспечивается теплообмен с газом в соответствующих гидравлических ячейках нодализационной схемы сухого бокса. Нодализационная схема уровнемера была разработана с использованием данных, представленных в статьях [361], [362], и данных, предоставленных японской стороной в рамках проекта BSAF. Калибровочная кривая, позволяющая определить показания уровнемера по рассчитанному перепаду давления, приведена в отчете [363]. Ввиду отсутствия открытых данных о различиях в трассировке каналов А и В уровнемера, моделируется только один обобщённый канал.

### Контейнмент

Нодализационная схема контейнмента (рисунок 7.6) включает в себя сухой бокс и водный бокс, которые соединены сбросными трубами и байпасной линией, снабженной вакуумным клапаном. Нодализация сухого бокса учитывает конвективные потоки газа не только в широкой сферической части, но и в верхней цилиндрической части. Для этого кольцевой зазор между бетонной стеной биологической защиты и облицовкой бокса разделен на 2 вертикальных вложенных слоя. В пределах каждого слоя ячейки (камеры), расположенные на одном уровне, соединены горизонтальными связями.

Внутри сухого бокса моделируются биологическая защита и бетонный постамент реактора. Они делят пространство бокса на подобласти, где может развиваться естественная циркуляция парогазовой смеси на этапе нагрева корпуса реактора.

Тепловые потери через границы сухого бокса учитываются при помощи конвективных граничных условий на внешней поверхности бетонной стены бокса. Крышка сухого бокса не теплоизолирована и обменивается теплом с атмосферой соответствующего помещения в реакторном зале.



Рисунок 7.6 - Нодализационная схема контейнмента на энергоблоке №1

Для моделирования возможной утечки парогазовой смеси из сухого бокса при подъеме крышки внутренним давлением на схеме предусмотрена гидравлическая связь между зоной под крышкой и помещением снаружи крышки. Эта связь имеет регулирующий клапан, который открывается при превышении заданного давления, а площадь проходного сечения клапана определяется заданной зависимостью от перепада давления. Пояснения к этой зависимости приведены ниже.

Нодализация также допускает образование негерметичности в нижней части сухого бокса за счет сквозной абляции стальной облицовки расплавом на поздней стадии аварии (квазиканал с клапаном «PCVliner\_break»).

Возможность выброса или подсоса газа через брешь в днище корпуса реактора после его проплавления на поздней стадии ТА учтена путем связи HKP (VESSEL\_LP на рисунке 7.1) с соответствующим объемом в сухом боксе (камера DRWLL\_PRVSKIRT на рисунке 7.6).

Нодализационная схема водного бокса построена так, чтобы обеспечить учёт вертикальной стратификации воды и азота (использовано 3 камеры по высоте), неравномерного нагрева по окружности вследствие сброса пара из реактора по одной линии из-за срабатывания одного и того же ПК (использовано 2 неравных сектора по окружности тора) и перемешивание воды в бассейне конвективными потоками (заданы поперечные связи для ячеек-камер). Свободный объем тора (TOR\_DOME) связан с окружающей средой квазиканалом с клапаном TOR\_VENT\_VLV, моделирующим вентиляционную линию в окружающую среду. В нодализационной схеме учитывается теплообмен корпуса тора с окружающим воздухом в подвале реакторного здания.

#### Реакторное здание

Нодализационная схема реакторного здания (рисунок 7.7) описывает помещения, расположенные на пяти этажах и ниже уровня земли (подвал, или помещение тора) и представляет собой множество соединенных между собой нульмерных гидравлических ячеек и элементы, моделирующие стены и межэтажные перекрытия.

Утечка парогазовой смеси из сухого бокса направляется в помещение обслуживания крышки сухого бокса, расположенное под плитами биологической защиты (ячейка №30 на рисунке 7.7). Для учета возможности расслоения водорода при шлейфовом всплытии из помещения под биозащитой в центральный зал свободный объем верхнего этажа разделен на несколько вертикальных слоев, причем отдельно выделен набор ячеек, имитирующих расширение пароводородного факела (ячейки № 37–42).

Проектная неплотность границ реакторного здания определяется соединениями ячеек №№ 11, 27, 31–36 с ячейкой, имитирующей окружающую среду. В момент взрыва водорода, произошедшего на 5-м этаже реакторного здания, сечения связей ячеек №31–36 с окружающей средой мгновенно увеличиваются до 1000 м<sup>2</sup>.



Рисунок 7.7 - Нодализационная схема реакторного здания на энергоблоке 1

#### Бетонное основание сухого бокса

Расчеты взаимодействия расплава с бетоном выполняются на конечно-элементной сетке (рисунок 7.8). Реальная трёхмерная геометрия бетонного фундамента сухого бокса описывается двумерной осесимметричной областью. Она включает плоский пол, нижнюю

часть постамента и два приямка. После поступления расплава в приямок и на пол на верхних сторонах конечных элементов, относящихся к свободной поверхности кориума, учитывается теплообмен с соответствующей ячейкой нодализационной схемы сухого бокса. Если ячейка полностью сухая, моделируется тепловой поток излучением на окружающие конструкции. Если в ячейке присутствует вода, моделируется конвективный теплообмен. Это позволяет моделировать теплообмен расплава с водой, которая подавалась в разрушенный реактор на поздней стадии аварии и стекала на расплав на полу сухого бокса. Источники пара, неконденсирующихся газов и радиактивных материалов при взаимодействии расплава с бетоном поступают в самую нижнюю камеру сухого бокса – приямок DRWLL\_SUMP.

На внешних границах расчётной области задаются адиабатические условия.



Рисунок 7.8 - Расчётная область и конечно-элементная сетка бетонного основания сухого бокса

### 7.1.2 Начальные и граничные условия и допущения

Начальные условия в момент исходного события определяются установившимися параметрами в сквозном расчете. Расчет начинается с горячего состояния, время выхода в стационарное состояние составляет 10000 с.

Поскольку точный сценарий аварии, включая хронологию событий и детали работы оборудования и систем, до сих пор полностью не восстановлен, в расчетах используется ряд допущений.

Согласно измерениям, через несколько часов аварии давление в реакторе упало ниже уставки срабатывания ПК, поэтому в расчёте предполагается открытие течи теплоносителя. Размер (Ду52) и местоположение (из первого гиба главного паропровода) определены из условия наилучшего воспроизведения измерений других параметров на энергоблоке.

В напорной камере BWR присутствует большое количество стали, которая в конечном итоге добавляется к стали в расплаве, поступающем из а.з. Расплавленный кориум, согласно результатам расчета, в значительной степени окисляется. Поэтому в соответствии с результатами экспериментов РАСПЛАВ/МАSCA [69], [364], [365] моделируется прямое расслоение оксидной и металлической фаз в расплаве.

Сечение течи через неплотность, образующуюся во фланцевом уплотнении крышки сухого бокса при росте давления в контейнменте, и определяющую источник парогазовой смеси в помещение обслуживания крышки, устанавливалось в соответствии с логикой, предложенной в проекте BSAF [344]. Предполагается, что течь открывается при превышении давлением значения 0,75 МПа. При давлении 1,5 МПа площадь неплотности составляет 0,012 м<sup>2</sup>, а между этими значениями задаётся линейная зависимость площади сечения от давления в сухом боксе.

В соответствии с данными о частичном открытии клапана на линии вентилирования контейнмента во время аварии и данными, предоставленными в рамках проекта BSAF, площадь открытия клапана принята равной 6,5 % от полного сечения.

На 50,6 часа аварии с целью воспроизведения показаний давления в контейнменте моделируется течь из сухого бокса в помещение тора. Площадь течи  $34 \cdot 10^{-5}$  м<sup>2</sup> (предполагается течь через дренажную трубку или вакуумный клапан). Через 125 часов размер течи из сухого бокса в помещение тора увеличивается на  $20 \cdot 10^{-5}$  м<sup>2</sup> (предполагается локальное разрушение стальной облицовки вследствие абляции бетона). Истечение воды через дренаж песчаной подушки контейнмента действительно было подтверждено в ходе обследования помещения тора после аварии. Через 200 часов утечка из сухого бокса дополнительно увеличивается на  $10 \cdot 10^{-5}$  м<sup>2</sup> (для воспроизведения данных измерений, причина течи не установлена).

Теплопотери через стены и кровлю реакторного здания в окружающую среду моделируются заданием коэффициента теплоотдачи 10 Вт/м<sup>2</sup>К. Предполагается, что средняя температура окружающего воздуха составляет 293 К.

Температура котловой воды в теплообменниках АК и температура воды в конденсатной линии АК перед началом аварии заданы в соответствии с измерениями: 23,6 °C в теплообменнике (В) и 23 °C в теплообменнике (А), 26 °C в конденсатной линии В и 25,6 °C в конденсатной линии А.

## 7.1.3 Накопление продуктов деления и актиноидов в топливе

Оценки накопленной активности в топливе а.з. энергоблоков АЭС Фукусима-1 выполнялись в 2014 году при помощи СОКРАТ/ВЗ в рамках подготовки Отчёта Генерального директора МАГАТЭ об аварии на АЭС Фукусима-1 [366] (Технический том 1). После уточнения модели БОНУС обновленные результаты этих оценок были опубликованы в статье [276]. Результаты расчета накопления радиоактивности в а.з. энергоблока №1 до аварии, полученные в интегральном приближении, представлены в таблице 7.1.

Модель нуклидной кинетики в СОКРАТ включает 100 нуклидов ПД и 9 нуклидов актиноидов. Не все из них радиологически значимы. В список радионуклидов, учтенных в таблице 7.1, входят:

– нуклиды, рассмотренные ранее в статье [276];

– ПД, учитываемые при детерминистических расчетах радиоактивных выбросов при ТА на АЭС с ВВЭР с использованием кода СОКРАТ/В3;

– ПД, которые учитываются в кодах для быстрой оценки радиоактивных выбросов [367], [368], [369], [370]. Кроме того, в рассмотрение был добавлен нукли <sup>239</sup>U.

Нуклид	Активность, Бк	Нуклид	Активность, Бк	Нуклид	Активность, Бк		
<sup>137m</sup> Ba	1,93E+17	<sup>85m</sup> Kr	3,90E+17	<sup>89</sup> Sr	1,30E+18		
<sup>140</sup> Ba	2,46E+18	<sup>87</sup> Kr	7,37E+17	<sup>90</sup> Sr	1,49E+17		
<sup>141</sup> Ce	2,27E+18	<sup>88</sup> Kr	9,96E+17	<sup>91</sup> Sr	1,75E+18		
<sup>144</sup> Ce	1,47E+18	<sup>140</sup> La	2,50E+18	<sup>99m</sup> Tc	2,25E+18		
<sup>134</sup> Cs	1,93E+17	<sup>99</sup> Mo	2,56E+18	<sup>127m</sup> Te	7,79E+15		
<sup>136</sup> Cs	5,44E+16	<sup>95</sup> Nb	1,92E+18	<sup>129</sup> Te	4,29E+17		
<sup>137</sup> Cs	2,04E+17	<sup>147</sup> Nd	9,19E+17	<sup>131m</sup> Te	2,84E+17		
<sup>138</sup> Cs	2,61E+18	<sup>149</sup> Nd	4,94E+17	<sup>132</sup> Te	1,92E+18		
<sup>131</sup> I	1,37E+18	<sup>143</sup> Pr	2,18E+18	<sup>133</sup> Xe	2,81E+18		
$^{132}$ I	1,95E+18	<sup>88</sup> Rb	1,01E+18	<sup>133m</sup> Xe	8,43E+16		

Таблица 7.1 - Активность основных дозообразующих радионуклидов в а.з. энергоблока 1, полученная в интегральном расчёте по СОКРАТ/ВЗ

Нуклид	Активность, Бк	Нуклид	Активность, Бк	Нуклид	Активность, Бк
<sup>133</sup> I	2,81E+18	<sup>105</sup> Rh	1,25E+18	<sup>135</sup> Xe	1,04E+18
<sup>134</sup> I	3,01E+18	<sup>103</sup> Ru	1,98E+18	<sup>135m</sup> Xe	5,73E+17
<sup>135</sup> I	2,64E+18	<sup>106</sup> Ru	6,21E+17	<sup>90</sup> Y	1,49E+17
<sup>85</sup> Kr	1,93E+16	<sup>127</sup> Sb	1,27E+17	<sup>91</sup> Y	1,63E+18
				<sup>95</sup> Zr	2,14E+18

## 7.1.4 Квалификация физико-математической модели энергоблока

В рамках квалификации модели энергоблока №1 было проведено сравнение расчетных установившихся теплогидравлических параметров с измеренными на энергоблоке данными (таблица 7.2). Значения некоторых параметров – таких как тепловая мощность реактора, температура питательной воды, уровень воды в приямке, температура и уровень котловой воды в теплообменниках АК – задавались явно в соответствии с измерениями. Чтобы гарантировать соответствие значений установившегося режима измеренным значениям, для следующих параметров использовались ПИД-регуляторы:

– давление в реакторе – регулированием сечения стопорно-регулирующего клапана;

– масса воды в корпусе реактора (уставка задана равной 128348 кг) – регулированием расхода питательной воды;

– давление в сухом боксе – регулированием мощности охладителей (температуры впрыскиваемого азота при постоянном расходе).

Учет работы охладителей в модели был необходим для компенсации тепловых потерь от корпуса реактора и трубопроводов с теплоносителем в атмосферу сухого бокса.

Результаты, представленные в таблице 7.2, показывают, что расчетное установившееся состояние достаточно хорошо воспроизводит состояние установки до аварии.

Параметр	Модель (расчёт)	Измерение	Относительное отклонение расчёта от измерения, %
Тепловая мощность реактора, МВт	1380	1380	0
Давление в реакторе, МПа	6,82	6,82	0
Те	мпература, к	C	
Питательная вода	455,5	455,5	0
Атмосфера в сухом боксе (максимум)	323	323	0
]	Расход, кг/с		-
Питательная вода	690	694	-0,6
Система рециркуляции, каналы А/В	1307/1284	1285,6/	+1,6/+1,2
		1268,3	
Вход в а.з.	5107	5095,8	+0,2
Байпасс а.з., %	10	10	0
Переп	ад давления,	кПа	
Вход в а.з. (центр)	Х	X*	+4
Вход в а.з. (средняя область)	Х	Х	-2
Вход в а.з. (периферия)	Х	Х	+2
А.з.	Х	Х	-2
Вход в насосы-эжекторы – НКР	X	Χ	14
Система рециркуляции, каналы А/В	525/505	528/511	-0.6/-0.6

Таблица 7.2 - Верификация расчётного стационарного состояния энергоблока 1

\* данные, запрещённые к распространению Соглашением в рамках проекта BSAF

Также в рамках квалификации модели было выполнено сравнение нуклидного состава а.з., полученное с использованием интегральной модели энергоблока в расчётах по коду СОКРАТ/ВЗ, и результатов ЈАЕА [235], полученных по коду ORIGEN2. Важно, что расчёты ЈАЕА проводились отдельно для каждой партии ТВС, характеризующейся в каждом цикле определенным временем и удельной мощностью облучения. Затем результаты, полученные для каждой партии ТВС, суммировались для получения общего накопления по а.з. Однако для интегрального моделирования ТА такой подход не всегда применим. При моделировании тепловых процессов в а.з. необходимо учитывать радиальную неравномерность мощности по а.з. Поэтому в интегральных моделях а.з. нодализация основывается на распределении относительной мощности TBC, т.е. а.з. разбивается на кольцевые слои, формирующие группы ТВС. Каждая группа характеризуется усредненной по слою мощностью. Но из-за перестановок ТВС по а.з. после каждого цикла топливной кампании распределение выгорания ТВС внутри кольцевых слоёв а.з. оказывается весьма неравномерным. В этом случае приходится смешивать топливо разного выгорания в пределах одной группы, что может вносить ошибку в оценку нуклидного состава по сравнению с группировкой ТВС близкого выгорания. С другой стороны, группировка ТВС по выгоранию не всегда возможна в интегральных расчетах, поскольку ТВС одного и того же выгорания часто располагаются в ячейках а.з., характеризующихся существенно различным потоком нейтронов, т.е. Трехмерные профили, демонстрирующие типичную разные мощности. имеют неравномерность распределения мощности и выгорания по а.з., показаны в отчете SNL [371].

Поэтому при разделении а.з. ВВЭР на группы ТВС в интегральных расчетах ТА по СОКРАТ/ВЗ общим правилом является соблюдение компромисса, избегая объединения ТВС первого и последнего года облучения в одной группе. Однако в данной статье рассматривается крайняя ситуация, когда этот компромисс не может быть достигнут. В частности, в центральную группу входят 12 ТВС с облучением в течение 1 цикла топливной кампании, 12 ТВС с двумя циклами облучения и по 24 ТВС с облучением в течение 3, 4 и 5 циклов соответственно. Таким образом, в одну группу попадают ТВС с существенно различающимися выгораниями.

Сравнение расчета по интегральной модели а.з. с данными JAEA показано на рисунках 7.9 – 7.11. Для большинства рассмотренных радионуклидов отклонение оценки СОКРАТ/В3, основанной на осреднении выгорания в радиальных группах ТВС, не превышает 10 %. Этот результат согласуется с более ранними результатами [276], полученными путем повторения подхода JAEA для партий ТВС с одинаковым выгоранием, но с использованием СОКРАТ/В3 вместо ORIGEN2. Как и в расчетах с партиями подобных ТВС, в результатах, полученных по интегральной модели, максимальное отличие от результатов ORIGEN2 наблюдается для изотопов <sup>85</sup>Кг и <sup>106</sup>Ru (15–25 %). По активности актиноидов отклонение не превышает 15 % для изотопов U и Pu, а знак и величина отклонения от данных JAEA также в целом согласуются с результатами, полученными при группировке ТВС по величине выгорания. Аналогичные отклонения [373] были получены и при сопоставлении активностей ПД и актиноидов в топливе в БВ энергоблока 1, рассчитанных по коду СОКРАТ/В3, с результатами расчётов JAEA [235].

Таким образом, можно заключить, что усреднение выгорания в радиальных кольцах а.з. не выявило большого влияния на точность оценок накопления радионуклидов. Полученные отклонения можно считать достаточно малыми, учитывая большую неопределенность моделирования выделения выхода ПД из топлива, их переноса и выброса в окружающую среду, с одной стороны, и упрощенной модели нуклидной кинетики, с другой стороны.



Рисунок 7.9 - Относительное отклонение расчётного накопления ПД из базового перечня от данных ЈАЕА при разных способах группировки ТВС в а.з. энергоблока 1

% 20

10

0





Осреднение по мощности Осреднение по выгоранию

Рисунок 7.10 – Относительное отклонение расчётного накопления ПД из расширенного перечня от данных ЈАЕА при разных способах группировки ТВС в а.з. энергоблока 1



J239

В качестве еще одного показателя для квалификации модели энергоблока 1 анализируется соотношение активностей (коэффициент фракционирования) <sup>134</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs на соответствие среднему значению выгорания. По данным оперативных журналов [360], в энергоблоке 1 среднее выгорание топлива начале аварии на составляло 25,78 МВт\*сут/кгU. Результаты ЈАЕА и расчеты по СОКРАТ/ВЗ дают одинаковые значения, что свидетельствует о том, что предыстория работы реактора на мощности задана правильно. По соотношению активностей <sup>134</sup>Cs и <sup>137</sup>Cs, полученному JAEA с помощью кода ORIGEN2 отдельно для каждой партии TBC с одинаковым выгоранием, можно построить график зависимости соотношения активностей от выгорания (рисунок 7.12). На этом графике также нанесены отношения активностей <sup>134</sup>Cs и <sup>137</sup>Cs, полученные с помощью СОКРАТ/ВЗ, отдельно для каждой эффективной группы ТВС в а.з. Рисунок 7.13 демонстрирует хорошее согласие результатов для обоих способов группировки ТВС. Рассчитанный средний по а.з. коэффициент фракционирования, соответствующий выгоранию 25,8 MBT\*сут/кгU, составляет 0,941 в случае JAEA и 0,946 в случае СОКРАТ/ВЗ. То есть коэффициент, полученный с помощью СОКРАТ/ВЗ, хорошо согласуется с результатами ЈАЕА и средним выгоранием топлива. Можно сделать вывод, что накопление изотопов цезия в интегральной постановке в среднем оценивается правильно. Рассчитанное значение также хорошо согласуется с результатами анализа проб, собранных вокруг АЭС в первый день аварии (Таблица 7.3).



Рисунок 7.12 - Зависимости расчётного коэффициента фракционирования <sup>134</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs от выгорания для а.з. энергоблока 1

На рисунке 7.12 в результатах СОКРАТ/ВЗ при обоих способах группировки ТВС наблюдается некоторая локальная переоценка коэффициента фракционирования, полученного ЈАЕА, при выгораниях выше 20 МВт\*сут/кгU. Она связана с завышением расчётной активности <sup>134</sup>Cs моделью БОНУС. Данная особенность модели была отмечена ранее в работе [372] при сравнении расчетного отношения активностей <sup>134</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs с зависимостью, рекомендованной в нормативных документах для топлива ВВЭР [374]. В свою очередь, разница в накоплении по данным JAEA и COKPAT/B3 может быть связана с использованием разных библиотек ядерных данных или разного энергетического спектра. Например, в отчете SNL [371] показано влияние отличий резонансного спектра в библиотеках ENDF/B-V и ENDF/B-VII на накопление радионуклида <sup>134</sup>Cs.

Ссылка	Значение	+/
Статья [375] (анализ измерений)	0,996	0,07
JAEA (расчет, партии подобных ТВС)	0,941	
СОКРАТ/ВЗ (расчет, партии подобных ТВС)	1,035	
СОКРАТ/ВЗ (расчет, группировка ТВС по близкой мощности)	0,946	

Таблица 7.3 - Оценка коэффициента фракционирования <sup>134</sup>Сs/<sup>137</sup>Сs в а.з. энергоблока 1

Дополнительны аспектом квалификации модели является сравнение кривой ОТВ, рассчитанной в СОКРАТ/В3, с данными ТЕРСО, которые были предоставлены участникам проекта BSAF в качестве начальных данных для моделирования аварии. Кривая ОТВ показана на рисунке 7.13 вместе с результатами JAEA, полученными с помощью кода ORIGEN2, и данными ТЕРСО. Как следует из графика, результаты СОКРАТ/В3 хорошо согласуются с данными ТЕРСО для рассматриваемого интервала времени до 10 суток после начала аварии (максимальное отклонение не превышает +2,2%). Отметим, что при интегральном моделировании аварии по СОКРАТ/В3 эта кривая используется в таком виде только до момента разрыва (или потери устойчивости) оболочек твэлов. После этого мощность тепловыделения в топливе уменьшается на количество тепла, уносимого ПД, выделяющимися из топлива при его разогреве.



Рисунок 7.13 - Мощность остаточного тепловыделения в а.з. энергоблока 1 согласно данным JAEA, TEPCO (проект BSAF) и СОКРАТ/ВЗ

### 7.1.5 Моделирование начальной (теплогидравлической) стадии аварии

Восстановленная последовательность событий при развитии аварии на энергоблоке 1 описана во многих официальных отчетах [357], [363], [376], [366]. Под начальной стадией будем понимать время от исходного события (землетрясения, произошедшего 11 марта 2011 г.) до полной потери всех средств отвода тепла от а.з. (т.е. до прихода цунами и полного обесточивания).

В результате землетрясения произошёл обрыв линий электропередачи. Из-за потери внешнего электроснабжения в 14:47:32 местного времени по данным регистратора переходных процессов штатно сработала аварийная защита реактора. При дальнейшем описании хронологии аварии этот момент принимается за точку отсчёта времени (0 с). Также автоматически запустились дизель-генераторы, обеспечивая электроэнергией системы безопасности, КИП и освещение на АЭС. Одновременно с АЗ был инициирован сигнал на отсечение реактора от турбогенератора путем закрытия стопорного клапана (MSIV). В расчете время полного закрытия (90%) этого клапана было принято равным 14:48:29 (57 с момента аварии) в соответствии с данными регистратора.

В первое время после исходного события операторы располагали данными измерений параметров установки, которые записывались как непрерывно (регистраторами), так и дискретно [377]. Некоторые из этих данных могут быть использованы для сравнения с результатами расчета.

После останова реактора и отсечения от турбины в корпус реактора еще некоторое время продолжала подаваться питательная вода. Расход и температура питательной воды задавались в расчете в соответствии с данными измерений.

В первую минуту после АЗ из-за уменьшения кипения в а.з. и по данным измерений, и в результатах расчетов наблюдается резкое падение весового уровня воды в реакторе в пределах узкой шкалы (уровень N/R) (рисунок 7.14). Изменение уровня по более широкой стояночной шкале не столь велико (рисунок 7.15). В то же время уровень воды внутри выгородки увеличился, поэтому уровни внутри и снаружи выгородки частично выровнялись.

Расчёт поведения уровня воды в реакторе воспроизводит измерения качественно правильно. Некоторые количественные различия объясняются сложностью описания в СОКРАТ/ВЗ процессов сепарации пароводяной смеси и распределения воды в верхней части реактора BWR, особенно в динамических условиях. Узкая шкала измерения уровня соответствует области между нижней и верхней кромками сепараторов. Поскольку СОКРАТ/ВЗ разрабатывался для ВВЭР, в нем нет специальной модели сепараторов

(циклонов) и осушителей (жалюзийных сепараторов), а учёт процесса сепарации в основном обеспечивается за счет гравитационного эффекта.

После включения АК давление в корпусе реактора быстро снижается. Вода в верхних слоях вне а.з. вскипает, т.к. оказывается перегрета относительно насыщения. Изза образования пара физический уровень воды снаружи выгородки увеличивается. После выключения АК давление в корпусе реактора снова начинает расти, и вода за пределами а.з. становится недогретой до насыщения. Барботаж снаружи выгородки прекращается, поэтому физический уровень воды падает. В результате количество и весовой уровень воды в пределах узкой шкалы измерения уменьшаются. На изменение уровня воды влияет также слив воды из сепараторов.

Разницу в расчетных и измеренных уровнях воды в момент первого включения АК можно объяснить меньшим рассчитанным расходом воды из сепараторов в опускной участок реактора. В используемой интегральной нодализационной схеме задано всего два канала, позволяющих удалять отсепарированную воду из верхней половины циклонов. Один из этих каналов соединен с камерой, находящейся в пределах узкой шкалы уровнемера. Другой канал направляет воду из средней части сепаратора в камеру, расположенную под нижней отметкой узкой шкалы измерения. Следовательно, эта дренируемая вода добавляется к уровню воды в стояночной шкале, а не к уровню воды в узкой шкале. В расчетах, как только камера VESSEL\_SEP\_3 осушается после отключения АК (т.к. теперь меньше воды уносится паром вверх), поток воды в камеры, расположенные в переделах узкой шкалы, прекращается. Вся отсепарированная вода поступает в камеры ниже. Поэтому в расчете можно увидеть быстрый и глубокий провал уровня воды по узкой шкале (рисунок 7.14). На энергоблоке реальная сепарация воды вдоль циклонов происходит более равномерно, и больше воды поступает в область в пределах узкой шкалы.

После отключения АК повышение уровня воды вне выгородки приводит к постепенному восстановлению уровня воды также и по узкой шкале.

Измеренное изменение уровня воды и распределение отсепарированной воды в пределах узкой шкалы может быть воспроизведено специальной настройкой нодализационной схемы, но в данной работе она считается избыточной, так как не оказывает большого влияния на интегральное поведение энергоблока.



Прекращение отвода пара к турбине вызвало рост давления в корпусе реактора и достижение уставки автоматического включения обоих каналов АК. В расчете скорость роста давления несколько недооценена, что может быть связано со сложностью учета многомерных эффектов перемешивания холодной воды в НКР перед входом в а.з. Время первого срабатывания АК определено как 14:52:55 (323 с аварии) по данным

регистраторов. В первое время после открытия клапанов 3А и 3В на конденсатных линиях АК происходил интенсивный унос капель воды потоком пара в теплообменники АК. Поэтому мощность теплоотвода в каждом канале АК оказалась временно ниже проектного значения (42 MBt), см. рисунок 7.17. Соответственно, наблюдается замедление темпа падения давления в реакторе примерно до 600 с аварии. Затем увеличение расхода пара в АК приводит к увеличению мощности АК, и уменьшение давления в реакторе ускоряется, пока не устанавливается квазилинейная скорость охлаждения. Результаты расчетов достаточно хорошо воспроизводят этот период аварии (рисунок 7.16).





Рисунок 7.16 - Изменение давления в реакторе на начальной стадии аварии (до прихода цунами)

Рисунок 7.17 - Расчётная мощность теплоотвода в АК на начальной стадии аварий (до прихода цунами)

Поскольку инструкции ограничивали скорость охлаждения корпуса реактора пределом 60 К/ч, операторы вручную отключили оба канала АК, закрыв клапаны 3А и 3В Время отключения канала А было определено по данным регистраторов и задано в расчете равным 15:03:18, а отключение канала В – 15:03:38 (946 с и 966 с аварии соответственно). Анализ причины действий оператора по отключению работающей системы безопасности приводится в работах [376] (Chapter IV.1), [378], [379].

Как следует из рисунка 7.18, за первые 700 с работы АК температура котловой воды в теплообменниках увеличилась на 40–45 градусов. Результаты расчета хорошо воспроизводят этот нагрев, с небольшой переоценкой на несколько градусов.



Рисунок 7.18 - Нагрев котловой воды в теплообменниках АК (каналы А и В) на начальной стадии аварии



Рисунок 7.19 - Изменение уровня котловой воды в теплообменниках А и В системы АК на начальной стадии аварии

После закрытия клапанов на конденсатной линии АК давление в реакторе снова начало повышаться. Результаты расчетов воспроизводят скорость роста давления, достаточно близкую к измеренной. Температура котловой воды в теплообменниках на

этом этапе остается практически постоянной. Небольшая тенденция к росту измеренных температур может быть связана с медленным достижением равновесия в теплообменнике. В расчетах небольшое снижение температуры воды связано с тепловым потоком от горячей воды к более холодным корпусам нетеплоизолированных теплообменников.

Через 1800 секунд после аварии давление в корпусе реактора достигло заданного значения для автоматического перезапуска АК. Второе включение АК привело к достаточно монотонному снижению давления теплоносителя. Чтобы ограничить скорость расхолаживания, операторы оставили в работе только один канал А АК. Более высокая скорость вначале и постепенное замедление падения давления объясняются постепенным уменьшением плотности пара. Это демонстрирует зависимость мощности АК от давления в реакторе. Результаты расчетов хорошо воспроизводят этот эффект.

Кроме измерений уровня воды по узкой и стояночной шкалам, на этой стадии аварии было выполнено и записано в оперативном журнале одно измерение по широкой шкале. Эта измеренная точка хорошо воспроизводится в расчетах (рисунок 7.20). Уровень «0» соответствует верху обогреваемой части а.з.

Через 1947 с момента аварии операторы снова закрыли клапан 3А, и цикл повышения и понижения давления в реакторе повторился. Расчётная динамика изменения давления в корпусе реактора близка к измеренной динамике (рисунок 7.16). Скорость нагрева котловой воды в теплообменнике А в расчете несколько переоценена, но установившаяся температура воспроизводится достаточно точно (рисунок 7.18).

В дальнейшем АК (канал А) дважды включался (автоматически) и останавливался (вручную). Таким образом, давление в реакторе контролировалось периодическим включением и отключением одного канала АК. Последний цикл завершился закрытием операторами клапана ЗА на 48 минуте аварии непосредственно перед приходом цунами на 50 минуте аварии.



Рисунок 7.20 - Изменение уровня воды на начальной стадии аварии (до прихода цунами)

Интересным вопросом является гипотетическое развитие аварии в случае, если бы полное обесточивание станции из-за затопления площадки произошло до отключения АК операторами. Косвенные факты свидетельствуют о том, что прекращение подачи электроэнергии на клапаны АК не привело к полному закрытию клапанов внутри контейнмента, но привело к закрытию клапанов снаружи контейнмента (на примере клапана 2B, который после аварии оказался полностью закрытым). Поэтому работа АК в любом случае остановилась бы в первые минуты после прихода цунами.

В целом, результаты моделирования начальной стадии аварии хорошо воспроизводят имеющиеся данные измерений. Воспроизведение динамики измеренного давления свидетельствует о правильности расчёта теплового баланса в корпусе реактора с учетом работы АК. Расчетная мощность обоих каналов АК близка к проектной величине
42 МВт (рисунок 7.17). Нагрев котловой воды в теплообменниках АК (А) и АК (В) соответствует времени их работы и данным измерений, представленным в [357] (Attachment 1-2). Поскольку АК (В) проработал только 11 минут, котловая вода в его теплообменнике нагрелась примерно до 70 °C. Основным каналом отвода тепла от реактора был АК (А), следовательно, вода в его теплообменнике достигла насыщения, но только в конце его работы, непосредственно перед приходом цунами. По результатам моделирования кипение в теплообменнике А началось через 45 минут после аварии, т.е. за 5 минут до прихода цунами.

Моделирование показывает, что за первые 50 минут аварии при многократном срабатывании АК (А) весовой уровень котловой воды в его теплообменнике практически не снизился (рисунок 7.19).

После обесточивания клапанов на линиях АК они начали закрываться, поскольку потеря тока была интерпретирована автоматикой как течь из линий, что требовало изолирования АК от реактора.

#### 7.1.6 Моделирование основной стадии аварии

Приход цунами вызвал затопление площадки АЭС, включая нижние помещения зданий, и вызвал выход из строя дизель-генераторов (ДГ), распределительных щитов, аккумуляторных батарей. Таким образом, были потеряны источники и постоянного, и переменного тока. Как следствие, был нарушен надежный теплоотвод от а.з., поскольку все системы безопасности стали неработоспособны. В результате потери теплоотвода от а.з. давление в реакторе выросло до уставки открытия ПК, и начался периодический сброс теплоносителя в тор через один и тот же ПК. Масса воды в реакторе постепенно уменьшалась. Из-за потери постоянного тока оказались недоступны, в том числе, средства отображения измеряемых параметров на БЩУ. Показания можно было снять только по месту, в помещениях реакторного здания. Но ещё до начала выхода радиоактивности проход в эти помещения был затруднён из-за продолжающихся афтершоков, затопления площадки, полной темноты и большого количества мусора и обломков на земле. Отказ ДГ и аккумуляторных батарей по общей причине на других энергоблоках Фукусима-1 исключал возможность совместного использования источников электроэнергии (на энергоблоке №6 оставался в работе только один ДГ). Фактически с 1-го по 10-й час аварии операторы оставались без надёжных средств объективного контроля над параметрами РУ.

Хотя электропитание постоянным током на энергоблоке было утеряно, через 1 час после полного обесточивания на БЩУ на некоторое время загорелся датчик уровня воды по широкой шкале [376], и операторам удалось считать значение, которое оказалось примерно на 2,5 м выше верха обогреваемой части а.з. (рисунок 7.31).



Рисунок 7.21 - Изменение уровня воды в реакторе

Следующие показания демонстрировали снижение уровня, и через 15 минут уровень опустился ниже шкалы (примерно 2 м над верхом обогреваемой части а.з.), а индикатор уровня снова погас. Результаты моделирования аварии хорошо воспроизводят эти измерения. Согласно расчётам, разогрев а.з. начался примерно через 3 ч после начала аварии, когда весовой уровень в а.з. снизился до отметки 2,5 м от низа обогреваемой части.

Согласно данным TEPCO, через 3,5 ч аварии операторы сумели открыть клапан на конденсатной линии в канале A AK. Как показывают результаты моделирования, в это время а.з.была уже в значительной мере осушена, а максимальная температура в ней достигала 850 К. Расчётная температура газа, поступавшего в паровую линию AK (A) в это время, составляет примерно 600 К. Учитывая, что трубный пучок оставался под уровнем воды, температура газа внутри теплообменных трубок была ещё меньше. Несмотря на большой перепад давления на трубках, при таких температурах их разрыв не происходит, поэтому опасность байпассирования контейнмента отсутствовала.

Через 4,4 ч с начала аварии оболочки твэлов в расчёте достигли температуры 1300 К, при которой возрастает интенсивность окисления циркония паром и, следовательно, увеличивается тепловыделение в а.з. В это время началась интенсивная генерация водорода.

На 4,6 ч аварии начался разрыв оболочек твэлов и выход радиоактивных материалов в контур теплоносителя.

Расчётное время полного осушения а.з. составило 5,2 ч. К этому времени, согласно результатам моделирования, температура в а.з. достигла температуры плавления циркония (2150 К), а поглощающие пластины СУЗ уже наполовину оплавились. Также в это время окисление оболочек твэлов, происходило активное стальных конструкций поглощающих стержней, а суммарная расчётная масса образовавшегося водорода составила 300 кг. С 4,5 ч до 5,5 ч аварии температура в верхней части а.з. стабилизировалась на уровне 2000 – 2250 К. Отсутствие роста температуры в этой области объясняется, с одной стороны, охлаждением относительно холодной пароводородной смесью, поступающей из нижней части а.з., и теплоотводом излучением к окружающим металлоконструкциям (выгородке, верхней плите а.з., крышке выгородки). С другой стороны, реакция окисления замедлялась из-за образования на оболочках твэлов защитного слоя ZrO<sub>2</sub>.



1000 - Всего **-**7r 900 Сталь 800 B4C 700 600 500 400 300 200 100 0 6 8 10 12 14 16 Время, ч





В результате температура парогазовой среды, выбрасываемой через периодически открывающийся ПК, достигла 650 К на выходе из реактора в паропроводы. Поскольку до этого в течение почти 2-х часов сохранялся большой перепад давления на стенках контура

теплоносителя (свыше 7 МПа) и температура сбрасываемого теплоносителя составляла 560–570 К, нельзя исключать возможность локального разрыва паропровода с образованием течи в сухой бокс. Такое предположение с самого начала анализа ТА на энергоблоке 1 использовали специалисты SNL в своих расчётах по MELCOR. Ввиду отсутствия данных о свойствах материала паропровода на энергоблоке 1 соответствующие оценки прочности в расчёте по СОКРАТ не выполнялись. Вместо этого на 5,4 ч аварии постулировалось образование течи. В пользу этого имеются 2 аргумента.

Во-первых, на этой стадии было измерено давление в реакторе «по месту», когда операторы смогли на время зайти в реакторное здание. Как показано на рисунке 7.24, измеренное значение оказалось ниже уставки закрытия ПК, что свидетельствует о наличии течи из контура теплоносителя. Это измерение позволяет также предположить время открытия течи.

Во-вторых, начиная с ~6,5 ч операторы также обеспечили возможность постоянного контроля уровня воды в реакторе. Удалённый контроль за параметрами энергоблока 1 на БЩУ (давление в корпусе реактора, давление в контейнменте, уровень воды в корпусе реактора) удалось восстановить за счёт соединения в цепь внешних аккумуляторов и подключения их к приборным панелям [366]. Показания уровня превышали верх обогреваемой части а.з., что, учитывая сложившиеся условия и время потери теплоотвода, противоречит ожидаемому состоянию а.з. Поставарийные аналитические оценки показали, что в это время показания уровнемера уже были искажены выкипанием воды из уравнительного сосуда и плюсовой линии из-за нагрева атмосферы в контейнменте. Поскольку выкипание воды из уравнительной ветви уровнемера снижает измеряемый перепад давления, это эквивалентно увеличению давления в корпусе реактора - то есть повышению уровня воды в а.з. В свою очередь, к нагреву газа в сухом боксе могло привести только истечение горячего газа из реактора.

Остаётся вопрос о расположении и размере течи. В ранних исследованиях с использованием кода СОКРАТ/ВЗ в качестве возможных причин течи рассматривалось разрушение инструментальных каналов (SRM) и разрушение уплотнений во фланце ПК. В этих случаях теплоноситель вытекает, соответственно, в нижнюю и верхнюю половины сферической части сухого бокса. Однако моделирование аварии с учётом этих течей не позволило качественно воспроизвести имеющиеся измерения уровня по топливной шкале. Результаты расчетов показали, что нагрев воды в уравнительном сосуде и плюсовой линии уровнемера недостаточен для того, чтобы в них начала выкипать вода. Это связано с тем, что в сферической части сухого бокса расположены только нижние части плюсовой и минусовой линий уровнемера. Если течь происходит из фланцев ПК, газ в цилиндрической части сухого бокса, где расположены уравнительный сосуд и верхняя ветвь плюсовой линии, нагревается недостаточно сильно. Поэтому было сделано альтернативное предположение, что течь теплоносителя расположена в верхней области сухого бокса, где расположена в верхней области

После короткого горизонтального участка, начинающегося у выходного патрубка корпуса реактора и проходящего через биологическую защиту, паропроводы изгибаются и опускаются в сторону сферической части сухого бокса. Возможно, что во время аварии из-за высоких температур и большого перепада давления между контуром теплоносителя и сухим боксом возник разрыв в верхней и самой горячей части паропровода. На возможность гильотинного разрыва паропровода вследствие высокотемпературной ползучести специалисты из SNL изначально указывали в своих ранних расчетах с использованием кода MELCOR [380]. Также вероятность течи в верхней части сухого бокса была показана в расчетах с использованием кода GASFLOW, которые были нацелены именно на анализ показаний уровня в корпусе реактора энергоблока №1. Наконец, соответствие показаний уровня воды и небольшой течи паропровода было продемонстрировано в интегральном расчете аварии на энергоблоке №1, выполненном с использованием кода MELCOR [382].

В расчёте по СОКРАТ/ВЗ размер течи был задан равным Ду52 из условия наилучшего воспроизведения показаний уровня воды. Диаметр паропровода составляет 364 мм, поэтому такая течь имеет характер трещины.

Таким образом, выбранное время, место и размер течи позволили воспроизвести и измеренное давление в реакторе, и искаженные показания уровнемера. Незначительные количественные отличия результатов расчёта от показаний уровнемеров А и В могут быть связаны с грубой нодализацией сухого бокса в модели и неточностями в определении длин горизонтальных участков линий уровнемера (из-за отсутствия точной информации об их трассировке).

Важно, что предположение о месте течи в верхней части сухого бокса согласуется с результатами моделирования уровнемера при помощи кода GASFLOW [383], также хорошо воспроизводящими ложные показания уровня, но не в интегральном расчёте.



Рисунок 7.24 - Изменение давления в корпусе реактора в первые 26 ч аварии на энергоблоке 1



Рисунок 7.25 - Сравнение расчётного и измеренного изменения уровня воды в реакторе

Рисунок 7.26 - Расчётные температуры газа в области расположения линий уровнемера

Начало снижения давления вследствие течи из паропровода привело к вскипанию теплоносителя внизу а.з. Образующийся пар вызвал временную интенсификацию окисления и дополнительное тепловыделение в средней части а.з. Однако из-за толстого слоя оксидов на поверхности оболочек твэлов к 5,6 ч аварии скорость окисления и генерации водорода заметно уменьшились. В то же время, из-за ускорившегося осушения реактора начался разогрев твэлов на нижних отметках.

Моделирование выявило интересный эффект в линии АК (А). Поскольку клапан 2А предполагается в расчёте открытым всё время после полного обесточивания, давление в линии АК (А) отслеживает изменение давления в реакторе. Поэтому падение давления также приводит к тому, что насыщенная вода в выходном коллекторе и части конденсатного тракта АК (А) оказывается перегретой. Образующийся при её вскипании пар вызывает обратное движение горячей воды через теплообменные трубки, и это восстанавливает тепловой поток к котловой воде теплообменников. В результате после образования течи паропроводов в расчёте наблюдается небольшое снижение уровня воды в теплообменнике даже при закрытых клапанах ЗА (т.е. без поступления газа из реактора).







Также из-за течи паропроводов существенно увеличился рост давления в контейнменте, поскольку пароводородная смесь из реактора байпассировала водный бокс и поступала напрямую в сухой бокс.

Через 6,7 ч аварии операторы вновь открыли клапан 3А, но в этот раз, согласно результатам моделирования, теплообмен в АК (А) был очень слабым, поскольку давление в корпусе реактора уже было низким (0,85 МПа). Низкой эффективности АК (А) способствовало и отравление теплообменных трубок водородом (концентрация которого достигла нескольких десятков процентов). Поэтому циркуляция парогазовой смеси через теплообменник АК (А) была очень кратковременной (согласно расчёту, примерно полминуты), а выкипание воды в теплообменнике в это время почти отсутствовало (около 50 кг). Это может объяснять отмечавшиеся в японских отчётах по аварии затруднения операторов в подтверждении факта открытия клапана 3А и срабатывания АК (А).

Согласно результатам моделирования, к 8 часам аварии разогрев а.з. привёл к началу плавления хвостовиков ТВС. В расчёте это рассматривалось как критерий потери устойчивости ТВС, в результате чего группа ТВС потеряла стержневую геометрию и образовала слой пористого дебриса. Расчётное состояние а.з. на момент времени 8,4 ч показано на рисунке 7.29 (a).

После потери устойчивости всех ТВС свободная поверхность твэлов уменьшилась, поэтому, с одной стороны, ухудшился теплоотвод от топлива, а с другой стороны, заметно уменьшилась скорость окисления оболочек твэлов и скорость образования водорода. В результате монотонного нагрева слоя пористого дебриса до температуры плавления оксидной фазы объём жидкой фазы начал расширяться. Это привело к постепенному конвективному нагреву нижней плиты а.з. В момент достижения плитой температуры плавления стали в расчёте постулировалось её разрушение, в результате весь кориум над плитой перемещался в НКР. Это произошло на 10,5 ч аварии (рис. 7.30–7.31).

Заметим, что до разрушения плиты часть расплава локально проплавила стенку выгородки и вышла в опускной участок, аналогично аварии на TMI-2 (7.29 (б)). После перемещения расплава а.з. и ВКУ в НКР генерация водорода почти прекратилась.

Дальнейшее небольшое образование водорода связано с окислением стальных конструкций паром, образующимся при выкипании воды в НКР. Согласно расчётам, всего на внутрикорпусной стадии аварии образовалось ~1170 кг водорода, включая 690 кг из-за окисления Zr, 310 кг из-за окисления стали и 170 кг из-за окисления B4C (рисунок 7.23).



нижней плиты а.з.

компонент кориума в НКР

Перемещение расплава на днище корпуса реактора моделировалось как мгновенное. Взаимодействие расплава с водой вызвало интенсивное парообразование и временно увеличило расход пара через а.з., а также вызвало быстрый рост давления до 4,2 МПа. Важно, что расчёт воспроизводит вторую измеренную точку давления в реакторе на 12 ч аварии (рис. 7.24).

Интересно, что при открытом по-прежнему клапане 3А на линии АК (А) генерация пара в реакторе вызвала поступление перегретой парогазовой смеси в теплообменник и существенное доиспарение котловой воды (около 6,5 т), рис. 7.28. В результате к 11,1 ч уровень воды в теплообменнике АК (А) достиг 68%, что достаточно близко к уровню, измеренному уже после аварии (65%).

На стадии удержания бассейна расплава внутри корпуса реактора использовалась базовая модель СОКРАТ/ВЗ для РУ ВВЭР, предполагающая сквозное проплавление стенки корпуса в верхней части ванны расплава. В расчётах в результате выпаривания воды кориум в нижней части днища образовал слой твёрдого дебриса с температурой примерно 800 К, а в верхней части – более горячий слой с температурой 2550 К. Поэтому в тепловыделяющем кориуме жидкая фаза вначале образуется в верхнем слое дебриса (рис. 7.32). В расплав переходит верхняя часть направляющих каналов органов регулирования СУЗ и инструментальных каналов, а их нижняя часть остаётся нерасплавленной. После расширения ванна расплава стратифицируется, и образуется более легкая, преимущественно стальная фракция, располагающаяся над более тяжёлой оксидной фракцией. В результате фокусировки теплового потока, передающегося от оксидного слоя к металлическому слою, проплавление стенки корпуса происходит по границе со стальным слоем (на 13,5 ч аварии, рис. 7.32). Поэтому вначале из корпуса вытекает металлический расплав, и только затем, по мере расширения бреши, начинает вытекать тепловыделяющий оксидный расплав (рис. 7.31).



Рисунок 7.32 – Распределение температуры и плотности кориума в НКР на стадии удержания расплава в корпусе реактора

В дальнейшем за счёт конвективного теплообмена тепловыделяющая ванна оксидного расплава в НКР расширяется вниз, расплавляя нижние слои холодного дебриса и остатки направляющих труб СУЗ. Максимум теплового потока по-прежнему располагается в верхней части границы со стенкой днища, поэтому плавление стенки происходит сверху–вниз, обеспечивая постоянное вытекание новых порций расплава.

Заметим также, что после вытекания всего расплава из НКР на 24,6 ч внутри реактора остаётся значительная часть воды (около 10 т), располагающаяся в нижней части опускного участка. В реакторах BWR эта область не сообщается напрямую с НКР.

Поэтому на этой стадии ТА вода в ней могла нагреваться только опосредованно, теплообменом излучением и конвекцией от газа над расплавом, и выкипала медленно.

# 7.1.7 Моделирование теплогидравлических процессов в контейнменте и на поздней стадии аварии

Рост давления в контейнменте начался после полного обесточивания энергоблока и вначале был обусловлен тепловыми потерями с корпуса реактора (рисунок 7.33). После начала интенсивного окисления оболочек твэлов в водной бокс контейнмента через регулярно срабатывавший ПК наряду с паром начал поступать водород. Водород представляет собой неконденсирующийся газ, поэтому он постепенно накапливался в свободном объеме тора и усиливал рост давления в контейнменте (начиная с ~4,7 ч, рисунок 7.33). Начиная с 5,5 ч, дополнительным источником пароводородной смеси внутри контейнмента стала течь паропроводов, ускорившая рост давления.

К 7 ч аварии из-за продолжающейся течи паропроводов давления в сухом боксе и в реакторе выровнялись, истечение из реактора уменьшилось, и дальнейшее изменение давления в этой гидравлически связанной системе определялось теплопотерями от сухого бокса в окружающий бетон. Поэтому давление в сухом боксе начало плавно снижаться.

Первая измеренная точка давления в сухом боксе соответствует времени 10,3 ч аварии. Результаты численного моделирования достаточно близко воспроизводят это измерение. Затем давление было дважды измерено в конце 11-го часа аварии. Относительно непрерывные измерения были восстановлены, начиная с 13,5 ч аварии.



Рисунок 7.33 - Изменение давления в контейнменте в первые сутки аварии на энергоблоке 1

Интенсификация истечения парогазовой смеси из контура теплоносителя после перемещения расплава в НКР привела к быстрому росту давления в контейнменте (в расчёте – на 11-м чае аварии). В расчёте учитывается приподнятие крышки сухого бокса, когда давление под ней превышает 0,75 МПа. Предполагается, что под действием давления происходит упругое растяжение шпилек, стягивающих фланцевый разъём крышки. В результате появляется течь газа из сухого бокса в помещение обслуживания крышки. В соответствии с моделью сечение течи менялось в зависимости от перепада давления на крышке в предположении, что крепящие шпильки находились в области упругой деформации. Помещение обслуживания крышки сухого бокса отделено от центрального зала плитами биологической защиты, но они негерметичны. Поэтому давление в помещении близко к атмосферному, что обеспечивает постоянное истечение из сухого бокса, пока давление превышает пороговое значение 0,75 МПа. Таким образом, истечение из сухого бокса, выдавливание и конденсация части пара в водяной бокс и в некоторой мере конденсация части пара в АК (А) ограничили пик давления в контейнменте на стадии после перемещения расплава в НКР.

По мере выкипания воды в НКР источник парогазовой смеси в сухом боксе снижался, поэтому давление в нём также начало снижаться. Как видно из рисунка 7.33, в основном измеренные значения на этой стадии воспроизводятся в расчёте достаточно хорошо. Локальные пики давления в период времени 13–15 ч обусловлены вытеканием порций расплава на пол сухого бокса. В расчётной модели предполагалось, что первые порции расплава мгновенно перемещаются на дно приямка внутри постамента реактора. К заполнены моменту разрушения корпуса реактора приямки водой (исходно присутствовавшей на начало аварии и поступившей дополнительно в виде конденсата в ходе аварии). Причем вода в приямках существенно недогрета до насыщения при текущем давлении в сухом боксе. Парообразование при контакте с горячей сталью вызвало наблюдаемый рост давления с 13 ч аварии. С другой стороны, пик давления ограничивался выдавливанием части пара под уровень недогретой воды в торе и последующей его конденсацией.

Также с 13 ч аварии начинается взаимодействие расплава с бетоном, приводящее к дополнительному выходу в сухой бокс пара (при взаимодействии вне приямка) и водорода. К 16,7 ч приямок полностью выкипает, поэтому источник пара в сухом боксе уменьшается, и давление начинает снижаться. Далее давление в сухом боксе стабилизируется вблизи порога поднятия крышки (0,75 МПа). Отсутствие резких пиков расхода пара и неконденсирующихся газов определяет небольшое превышение давления в сухом боксе над уровнем 0,75 МПа. В результате продолжающегося взаимодействия расплава с бетоном в течение длительного времени, вплоть до начала вентилирования контейнмента на 23,4 ч, происходит истечение пара и газа из сухого бокса в центральный зал (через помещение под плитами биозащиты).

На 23,4 ч аварии операторы начали операцию по сбросу давления в контейнменте путём открытия вентилей на линии от тора к венттрубе. В результате давление в контейнменте начало снижаться. Однако взрыв водорода, произошедший на энергоблоке 1 на 24,9 ч аварии, прервал операцию вентилирования, и снижение давления прекратилось на уровне 0,55 МПа.

В дальнейшем давление вновь выросло примерно до 0,6 МПа (рис. 7.34), после чего на 50 ч, предположительно, произошло локальное нарушение герметичности оболочки контейнмента (в пользу этого свидетельствует обнаруженная ТЕРСО течь охлаждающей воды через дренажную трубку в песочной подушке контейнмента) или неплотность вакуумного клапана (также выявленная в поставарийный период обследования энергоблока). В результате давление вновь стало снижаться и продолжало падать вплоть до 255 ч, когда в расчёте предполагается начало поступления на поверхность расплава воды, подававшейся дизельными насосами снаружи реакторного здания через систему пожаротушения, и соответствующая генерация пара, вызвавшая новый рост давления.



Рисунок 7.34 - Изменение давления в контейнменте со вторых суток по 21-е сутки аварии на энергоблоке 1

После заполнения приямков внутри постамента все новые порции расплава, перемещавшиеся из корпуса реактора, в расчёте мгновенно распределялись ровным слоем по всему бетонному полу, как внутри, так и снаружи постамента. Таким образом, использовалось модельное допущение идеального растекания расплава. Возможность расслоения расплава не учитывалась, поскольку предполагалось, что интенсивный барботаж газообразных продуктов разложения бетона перемещивает бассейн расплава.

Результаты расчета стадии взаимодействия расплав-бетон (рисунки 7.35-7.36) показывают, что фронт абляции очень быстро перемещается в вертикальном направлении (в глубину) в первые дни после отказа корпуса реактора и достигает 2 м к 100 ч аварии. Затем скорость расширения каверны постепенно снижается вплоть до 300 ч аварии. Ускорение абляции в осевом направлении после 300 ч объясняется уменьшением стока тепла из расплава в подлежащий слой бетона по мере приближения фронта абляции к нижнему теплоизолированному краю расчётной области, рисунок 7.35. После достижения нижнего края глубина абляции более не меняется.



Рисунок 7.35 - Расчётная конфигурация зоны взаимодействия расплава с бетоном на полу сухого бокса контейнмента в ходе аварии: (а) 13,5 ч; (б) 24 ч; (в) 58 ч; (г) 14 суток

Исходя из косвенных данных, полученных на энергоблоке 1 (например, относительная герметичность стальной оболочки сухого бокса), реальный масштаб абляции бетона меньше, чем прогнозный. Эта противоречие при моделировании стадии взаимодействия расплав-бетон при помощи ТА кодов ранее было продемонстрировано в сравнительной задаче, выполнявшейся в рамках проекта ARC-F [353]. Переоценка степени абляции бетона расплавом может быть обусловлена следующими причинами:

 не учтено осаждение части расплава на металлоконструкциях под корпусом реактора в процессе стекания (в расчёте моделируется мгновенное перемещение порций кориума целиком на пол сухого бокса);

- неопределённости свойств расплава (ликвидус, солидус);

- неучет вклада стальной арматуры в рассеивание тепла в бетоне;

– неучет теплопотерь с наружной поверхности бетонного фундамента в грунт (в расчетах использовались адиабатические условия);

– недооценка выхода продуктов деления и актиноидов из расплава, снижающих источник тепла в расплаве;

– недооценка теплового потока излучением с поверхности расплава к окружающим конструкциям (до начала заполнения сухого бокса водой).

– недооценка охлаждения расплава водой после начала заполнения сухого бокса.

Рассчитанные источники газа от взаимодействия расплав-бетон показаны на рисунке 7.39. Учитывая базальтовый тип бетона, заданный в расчётной модели в соответствии с [353], газы СО и СО<sub>2</sub> при разложении бетона не образуются. Следовательно, в сухой бокс попадают только пар и H<sub>2</sub>. Увеличение выхода пара из бетона, начиная с 50 ч, объясняется разгерметизацией сухого бокса примерно в это время, что снижает давление насыщения пара. Влияние давления над расплавом на выход пара из бетона наблюдается также с 255 ч до 320 ч аварии. В это время в расчете предполагалась подача воды в реактор (а с учётом разрушенного днища – фактически на пол сухого бокса), сопровождавшаяся интенсивным кипением и ростом давления в боксе.



Рисунок 7.36 - Глубина абляции бетона расплавом







Рисунок 7.37 - Объём аблировавшего бетона в результате взаимодейсвтия с расплавом



Рисунок 7.39 - Масса пара и неконденсирующихся газов, образовавшихся в ходе взаимодействия расплав-бетон

### 7.1.8 Анализ условий для взрыва водорода

Поскольку на энергоблоке 1 примерно через 1 сутки аварии произошёл мощный взрыв, разрушивший верхний этаж реакторного здания, важнейшей задачей анализа аварии является восстановление распределения H<sub>2</sub> в помещениях реакторного здания и проверка условий образования взывоопасной водородовоздушной смеси на 5-м этаже. Разработанная модель энергоблока позволяет решить эту задачу.

Как отмечалось выше, из-за роста давления в сухом боксе произошёл подъём крышки сухого бокса, и через образовавшуюся неплотность фланцевого разъёма смесь водяного пара, N<sub>2</sub> и H<sub>2</sub> начала поступать сначала в помещение обслуживания крышки, а затем, через щели в плитах биозащиты, - в центральный зал реакторного здания. Таким образом, вначале водород попадал в помещение под центральным залом. Поскольку это помещение негерметично, оно заполнено воздухом, и во время аварии в нём первом могла образоваться взрывоопасная смесь водорода и воздуха. По результатам обследования 5-го этажа энергоблока 1 плиты биозащиты, накрывающие это помещение и отделяющие его от центрального зала, оказались смещенными со штатного места и частично разрушены. Кроме того, мощности дозы, измеренные вблизи этих плит, оказались на порядок ниже, чем в аналогичных местах на энергоблоках 2 и 3. Это позволяет предположить, что к таким последствиям могло привести раннее возгорание H<sub>2</sub> внутри помещения обслуживания крышки.

Для проверки этой гипотезы было рассмотрено распределение H<sub>2</sub> на стадии аварии после начала его выхода из сухого бокса, с учетом строительных особенностей реакторного здания, которые могли оказать влияние на распределение H<sub>2</sub>. Например, в нодализационной схеме реакторного здания была предусмотрена гидравлическая связь помещения обслуживания крышки (на рис. 7.40 это ячейка 30, окрашенная в рыжий цвет) с соседним помещением 4-го этажа. По информации, предоставленной JAEA в рамках проекта ARC-F, на энергоблоке 1 это соединение образовано двумя трубами Ду150 мм, на которых установлены пневмоклапаны. При аварии они могли выйти из строя, однако их фактическое состояние неизвестно. Для учёта возможности выхода некоторого количества H<sub>2</sub> из помещения крышки контейнмента, в расчетах эти клапаны оставались открытыми.



Рисунок 7.40 - Связь помещения обслуживания крышки контейнмента с помещениями реакторного здания [384]



Рисунок 7.41 - Фото крышки контейнмента после аварии на энергоблоке 1 [384]



Рисунок 7.42 - Фото помещения обслуживания крышки контейнмента после аварии на энергоблоке 1 [384]

На рисунке 7.43 показан расчетный источник H<sub>2</sub>, N<sub>2</sub> и пара из сухого бокса в помещение обслуживания крышки сухого бокса.



Рисунок 7.43 - Расчётный расход неконденсирующихся газов (а) и пара (б) из сухого бокса

В первое время после начала истечения смеси из сухого бокса концентрация  $H_2$  в помещении обслуживания крышки сухого бокса достигает 13 об.%, но быстро снижается из-за вытекания в реакторный зал через плиты биозащиты (рисунок 7.44). Концентрация  $H_2$  в центральном зале постепенно увеличивается, как из-за постоянного притока  $H_2$ , так и вследствие конденсации пара на относительно холодных полу, стенах и потолке 5-го этажа. На 16,5 ч аварии концентрация  $H_2$  под крышей центрального зала превышает 10%.

Для проверки условий и режима горения  $H_2$  в расчётах применялась аналитическая модель, которая используется в детерминистических расчётах в поддержку ВАБ-2 на ВВЭР. Модель использует бинарную диаграмму, разграничивающую области медленного горения, горения с ускорением пламени и горения с переходом из дефлаграции в детонацию в зависимости от концентраций сухого  $H_2$  и пара. В соответствии с использованной моделью вначале определяется, является ли газовая смесь горючей. Для этого рассчитанные концентрации  $H_2$ , пара и  $O_2$  сравниваются с критериальными значениями, которые представлены в виде корреляций в [381]. Следующим шагом является проверка, может ли пламя, обращующееся в случае загорания смеси, ускоряться до высоких скоростей (порядка нескольких сотен м/с). Критерием этого является концентрация  $H_2$ , превышающая 10%. Согласно результатам расчёта (рисунок 7.45), в помещении обслуживания крышки сухого бокса ускорение пламени возможно, начиная с 11 часов аварии, а в центральном зале после 16 ч аварии.



Рисунок 7.44 - Концентрация Н2 в помещении крышки контейнмента и в центральном зале



ускорения пламени в помещении обслуживания крышки контейнмента и в центральном зале

Последним шагом является проверка, может ли ускорение пламени вызвать переход в детонацию. Для этого используется аналог критерия «7 $\lambda$ ». Характерный размер помещения сравнивается с размером детонационной ячейки ( $\lambda$ ), увеличенным в 5 раз (вместо кратности 7 используется 5 с учетом поправочного коэффициента). Характерный размер помещения обслуживания крышки сухого бокса был определен как ~7 м, а размер центрального зала ~15 м. Значение  $\lambda$  рассчитывалось согласно корреляции, представленной в отчете ОЭСР [129]. По результатам расчета (рисунок 7.46(a)), переход горения в детонацию в помещении обслуживания крышки сухого бокса возможен, но на очень короткое время. В центральном зале переход в детонацию возможен, начиная с 17 ч.

Дополнительно результаты расчёта концентраций в двух рассматриваемых помещениях были нанесены на диаграммы Шапиро-Мофетте (рисунки 7.47–7.48). Как следует из диаграмм, ни в одном из помещений не возникают условия прямой детонации смеси, но условия дефлаграции наблюдаются достаточно длительное время.



Рисунок 7.46 - Проверка условия «5λ» для перехода из дефлаграции в детонацию в помещении крышки контейнмента (а) и в центральном зале (б)



Рисунок 7.47 - Прогнозное состояние пароводородовоздушной смеси в центральном зале по диаграмме Шапиро-Мофетте



Рисунок 7.48 - Прогнозное состояние пароводородовоздушной смеси в помещении крышки сухого бокса по диаграмме Шапиро-Мофетте

Таким образом, результаты моделирования демонстрируют возможность раннего сгорания H<sub>2</sub> с ускорением пламени в помещении обслуживания крышки сухого бокса, без перехода в детонацию. Такое горение могло быть причиной разрушения плит биозащиты на полу центрального зала ещё до взрыва на 5-м этаже. Также оно могло уменьшить количество радиоактивных аэрозолей, предварительно осевших в этом помещении и в зазорах между плитами биозащиты, за счет повторного испарения соединений и Полученные результаты механического уноса частиц. нуждаются в проверке фактическими данными с энергоблока, которые могут быть получены позднее в процессе разбора плит биозащиты для доступа в помещение обслуживания крышки сухого бокса. Имеющиеся сейчас черно-белые снимки ТЕРСО [384] не позволяют сделать достоверные выводы о факте горения Н<sub>2</sub>. Альтернативный способ проверки данного предположения заключается в расчете механических нагрузок на плиты биозащиты от сгорания H<sub>2</sub> в помещении. Для этого требуются расчёты, выходящие за рамки интегральной модели.

Также полученные результаты аварии показывают, что за несколько часов до фактического взрыва на 24,9 ч аварии условия для горения с переходом в детонацию в центральном зале уже сформировались, и требовался только инициирующий энергетический триггер. Источником поджига горючей смеси могли быть горячие частицы, выносимые парогазовой смесью из контейнмента.

# 7.1.9 Поведение радиоактивных продуктов деления

Согласно результатам моделирования, выход радиоактивных ПД в теплоноситель начался с разгерметизацией оболочек твэлов в центральной группе ТВС на 4,6 ч аварии. В дальнейшем, по мере разогрева топлива, выход ПД в контур теплоносителя увеличивался. В таблице 7.4 приведены результаты расчёта накопления в а.з. массы основных элементов, содержащих дозообразующие радионуклиды. Для проверки точности расчётной оценки по коду СОКРАТ/ВЗ массы элементов сопоставлены с данными JAEA [235]. Полученные относительные отклонения масс подтверждают хорошую точность интегральной оценки. Отметим, что в этой таблице также приведены массы классов элементов, поскольку в СОКРАТ/ВЗ часть химических элементов объединены в классы по критерию близких свойств. Например, класс Сѕ включает, кроме самого Сѕ, ещё Rb, Ag, Cu и Co, а класс I – I и Br. Поэтому масса некоторых классов больше, чем масса элементов по данным JAEA.

Vuene/	Масса класса,	Масса элемента,	Масса элемента,	Относительное
KJIACC/	КГ	КГ	КГ	отклонение СОКРАТ/ВЗ
элемент	COKPAT/B3	COKPAT/B3	JAEA	от JAEA, %
Ba	76,7	76,7	80,4	-4,6
Ce	138,9	139,0	143,6	-3,2
Cs	180,1	158,6	154,0	3,0
Eu	7,4	7,4	7,2	3,4
Ι	13,4	12,4	12,0	3,3
La	200,7	65,4	65,8	-0,7
Mo	173,8	173,8	177,6	-2,1
Nb	1,3	1,3	1,3	3,8
Nd	202,2	202,3	207,9	-2,7
Pd	56,1	56,1	59,9	-6,3
Rh	24,3	24,3	23,1	5,5
Ru	121,8	121,8	119,6	1,8
Sb	0,8	0,8	0,8	2,2
Sr	49,0	49,1	50,2	-2,3
Te	35,6	26,1	25,4	2,9
U	76082,6	64730,0	66633,3	-2,9
Xe	281,3	262,1	278,4	-5,9
Zr	195,2	195,2	198,6	-1,7

Таблица 7.4 - Исходная масса элементов и их классов в а.з. перед аварией

В таблице 7.5 приведены рассчитанные доли выхода элементов ПД из топлива на внутрикорпусной стадии аварии. Как следует из таблицы, СОКРАТ/ВЗ показывает полный выход Xe, Cs, I и Te. Обращает на себя значительный выход Ba, Sr и Sb, что связано с большой генерацией водорода и преимущественно восстановительной средой в реакторе на поздней стадии разрушения а.з. Соответственно, выход Мо, проявляющего бо́льшую летучесть в форме оксидов (в окислительной среде), относительно небольшой.

Таблица 7.5 - Результаты расчёта выхода классов основных элементов ПД из топлива в ходе аварии на энергоблоке 1

Класс элемента	Выход из топлива, в долях от накопления*						
	B	нутри реактора	Вне реактора	За всё время			
	Твэлы	Расплав	Всего	Расплав	Всего		
Ba	0.42	0.00	0.42	0.00	0.42		
Ce	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00		
Cs	0.95	0.04	0.98	0.00	0.98		

Eu	0.00	0.02	0.02	0.00	0.02
Ι	0.99	0.01	1.00	0.00	1.00
La	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Mo	0.20	0.00	0.20	0.00	0.20
Nb	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Nd	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Ru	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Sb	0.32	0.05	0.37	0.10	0.47
Sr	0.11	0.00	0.11	0.00	0.11
Te	0.68	0.15	0.83	0.14	0.97
U	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Xe	1.00	0.00	1.00	0.00	1.00
Zr	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

\* см. таблицу 7.4

На пунктах радиационного контроля, расположенных в соседних с АЭС Фукусима-1 префектурах, во время аварии выполнялись замеры радиационной обстановки. В результате была накоплена большая база измерений, которая позволила различным исследовательским группам восстановить радиоактивный выброс в окружающую среду посредством решения обратной задачи атмосферного переноса с учётом погодных условий. Восстановленный таким образом выброс представляет собой не только оценку полной выброшенной активности по отдельным радионуклидам, но также включает зависимость активности от времени. Для сравнения радиоактивного выброса в окружающую среду, полученного прямым моделированием ТА при помощи СОКРАТ/ВЗ, с выбросом, восстановленным из измерений, использовались данные JAEA и GRS, предоставленные в рамках проекта ОЭСР BSAF-2. Использовались только данные по выбросу в первые 34 ч аварии, поскольку далее на выброс начинали оказывать влияние процессы на энергоблоке 3.

Расчёты JAEA были выполнены одними из первых и представлены в [385]. Оценка выброса выполнялась для <sup>131</sup>I и <sup>137</sup>Cs с помощью программ атмосферного переноса (WSPEEDI-II) и переноса в океане (SEA-GEARN-FDM). В качестве реперных данных для восстановления и верификации выброса использовались измерения мощности дозы и объёмной активности, сделанные в большом количестве пунктов как в самой префектуре Фукусима, так и в соседних префектурах.

Расчёты GRS выполнялись по независимой методике, но с использованием некоторых данных WSPEEDI, поэтому в литературе они часто называются «комбинированные расчёты GRS/WSPEEDI». Для восстановления радиоактивного выброса в GRS использовались локальные мощности дозы, регистрировавшиеся с 12 по 25 марта 2011 г. в населённых пунктах, расположенных на удалении 4–20 км от аварийных энергоблоков (например, Кийохаши, Нами, Ямада, Ооно и др.), а также на границе площадок АЭС Фукусима-1 и Фукусима-2. Кроме того, использовались данные о поверхностной активности радионуклидов вблизи площадки АЭС Фукусима-1 на удалении 500-1000 м, полученные 21-25 марта 2011 г. Наконец, третьим источником данных были измерения фракционирования <sup>131</sup>L/<sup>137</sup>Cs, сделанные MEXT в марте-апреле 2011 г. в примерно 20 точках на удалении от 2 до 60 км от энергоблоков. В те моменты времени, когда ветер был направлен в сторону океана, и измерения на суше отсутствовали, методика GRS использовала оценки выброса, полученные JAEA по комплексу WSPEEDI.

Радиоактивный источник в окружающую среду в первые 34 ч аварии (пока на выброс не начал влиять энергоблок 3) был связан сначала с истечением продуктов деления через неплотности реакторного здания, затем с вентиляцией водного бокса

контейнмента, и, наконец, с последовавшим за этим взрывом водорода и разрушением 5го этажа реакторного здания. На рисунках 7.49 – 7.54 представлены результаты сравнения результатов расчётов по СОКРАТ/ВЗ с результатами решения обратной задачи. Сравнение проводится для основных дозообразующих радионуклидов, определявших радиационные последствия аварии.

Основная стадия выброса радиоактивных веществ в окружающую среду описывается в качественном согласии с обработанными данными измерений. Небольшой выброс наблюдается уже начиная с 12 ч аварии. На 24-м ч происходит резкое увеличение выброшенной активности сначала из-за операции вентилирования контейнмента, а затем – из-за взрыва, разрушившего крышу реакторного здания. Как следует из приведённых графиков, результаты расчётов по СОКРАТ/ВЗ хорошо согласуются с данными GRS/WSPEEDI для <sup>135</sup>Xe, <sup>137</sup>Cs, <sup>132</sup>Te и <sup>99</sup>Mo и заметно переоценивают эти данные для <sup>131</sup>I Выброс активности <sup>131</sup> I больше оценки GRS/WSPEEDI в 7 раз, а выброс и <sup>140</sup>Ва. активности <sup>140</sup>Ва – в 6 раз. Причем эта переоценка формируется на стадии вентилирования контейнмента (более ранняя ступенька на графиках). Причиной заметных количественных отличий в оценке выброса I может быть неучёт в расчёте процесса фильтрации йода в водном бассейне тора (так называемого явления скруббирования). Эта модель не используется в СОКРАТ/ВЗ, поскольку в проектах ВВЭР отсутствуют такие системы безопасности. Тем не менее, даже эти отличия можно считать хорошей точностью прогноза, учитывая большие сохраняющиеся неопределённости данных об аварии.



Рисунок 7.49 - Сравнение результатов расчёта выброса <sup>135</sup>Хе по СОКРАТ/В3 с результатами восстановления выброса (обратная задача)



Рисунок 7.50 - Сравнение результатов расчёта выброса <sup>137</sup>Cs по СОКРАТ/В3 с результатами восстановления выброса (обратная задача)



Рисунок 7.51 - Сравнение результатов расчёта выброса <sup>131</sup>I по СОКРАТ/В3 с результатами восстановления выброса (обратная задача)



Рисунок 7.52 - Сравнение результатов расчёта выброса <sup>99</sup>Мо по СОКРАТ/В3 с результатами восстановления выброса (обратная задача)



Рисунок 7.53 - Сравнение результатов расчёта выброса <sup>132</sup>Те по СОКРАТ/В3 с результатами восстановления выброса (обратная задача)



Рисунок 7.54 - Сравнение результатов расчёта выброса <sup>140</sup>Ва по СОКРАТ/В3 с результатами восстановления выброса (обратная задача)

В таблице 7.6 приведены величины относительного отклонения полных активностей радионуклидов, вышедших в окружающую среду согласно расчётам по СОКРАТ/ВЗ, от аналогичной величины, полученной из обработки измерений. Эти результаты подтверждают выводы, сделанные на основе графиков. Отметим также значительную разность в оценке выбросов Cs, восстановленных GRS и JAEA.

Таблица 7.6 - Результаты расчёта выхода основных элементов ПД в окружающую среду в первые 34 ч аварии на энергоблоке 1

	Активность, Бк				Относительное отклонение результатов, %			
Радио-	СОКРАТ/ВЗ				СОКРАТ/ВЗ	СОКРАТ/ВЗ	WSPEEDI от	
нуклид		WSPEEDI	WSPEEDI	от	от	GRS/		
				<b>GRS/WSPEEDI</b>	WSPEEDI	WSPEEDI		
<sup>135</sup> Xe	1,22E-	+17	_	1,57E+17	-22	—		
<sup>137</sup> Cs	3.52E-	+14	1,40E+15	7,29E+14	-52	-75	92	
<sup>131</sup> I	9,03E-	+16	1,40E+16	1,18E+16	665	545	16	
<sup>132</sup> Te	3.81E-	+15	_	9,62E+15	-60	—		
<sup>99</sup> Mo	3,73E	+14	_	7,53E+14	-50	_	_	
<sup>140</sup> Ba	3,54E-	+14	—	5,02E+13	605	_	_	

### 7.1.10 Выводы

С целью апробации методических подходов к созданию ФММ энергоблока ВВЭР на реальной тяжёлой аварии, произошедшей на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1, разработана ФММ этого энергоблока с использованием следующих элементов методического подхода:

- знания об энергоблоке 1 (топливная загрузка а.з., реакторная установка, контейнмент, реакторное здание и т.д.), полученные в ходе участия в международных проектах ОЭСР BSAF, BSAF-2, ARC-F, при составлении отчёта Генерального директора МАГАТЭ, в ходе посещения площадки АЭС и взаимодействия с представителями эксплуатирующей организации ТЕРСО;
- знания о феноменологии ТА на ВВЭР, применимые для реакторов BWR;
- соответствующие модели интегрального кода СОКРАТ/ВЗ;
- валидационные расчёты экспериментов в прототипных условиях;
- квалификация расчётных моделей.

Результаты численного моделирования ТА на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1, полученные с использованием ФММ, продемонстрировали хорошее согласие с фактическими данными об аварии, включая:

- данные измерений, регистрировавшиеся во время аварии (давление в реакторе, давление в контейнменте, уровень воды в реакторе, уровень воды в теплообменниках АК), время ключевых событий;
- состояние физических барьеров безопасности (оболочки твэлов, корпус реактора, контейнмент).

Также полученные результаты хорошо согласуются с результатами альтернативных расчётных оценок (обратного восстановления радиоактивного выброса). Использование в расчётах кода СОКРАТ/ВЗ позволило воспроизвести как локальные параметры, так и интегральный отклик энергоблока на большом интервале времени (2 недели), с учётом основного оборудования энергоблока, действий персонала и всех стадий развития аварии от исходного события до формирования радиоактивного выброса в окружающую среду.

Выполненные исследования показали также возможность использования ФММ энергоблока для ретроспективного анализа произошедшей ТА с целью восстановления сценария, хронологии событий, обоснования гипотез и поиска объяснений для противоречивых или сложнообъяснимых свидетельств, оценки имевшего место радиоактивного выброса, мест расположения и состава кориума, распределения и активности радиоактивных веществ в труднодоступных местах. Таким образом, ФММ представляет собой эффективный инструмент в поддержку работ по расследованию обстоятельств и ликвидации последствий ТА.

# 7.2 Технологические уроки аварии на АЭС Фукусима-1 для совершенствования физико-математической модели ВВЭР

7.2.1 Ложные показания уровня воды в корпусе реактора при аварии на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1

Авария на АЭС Фукусима-1 подчеркнула важность обеспечения надежности средств измерения во время ТА для успешной диагностики текущего состояния реактора и принятия решений, адекватных этому состоянию.

Как было отмечено выше в параграфе 7.1.5, после восстановления электропитания на 7-м часе аварии оба канала измерения уровня воды в реакторе свидетельствовали о том, что а.з. была заполнена водой, а уровень воды стабилен. Это создавало ошибочное впечатление, что меры по подаче воды в реактор приняты и успешны, а а.з. не разрушается. Низкое давление, необходимое для эффективной подачи воды в реактор извне, можно было бы объяснить потенциальным отводом тепла от а.з. за счет работы АК в квазипассивном режиме. Действительно, один канал АК был запущен операторами через 3 часа после полного обесточивания, когда было временно восстановлено питание постоянным током. Но вскоре он был отключен из-за неясных признаков его работы и связанной с этим озабоченности по поводу осушения теплообменников АК, что создавало риск разрыва теплообменных трубок АК и последующего байпассирования контейнмента радиоактивными веществами. Поэтому большую часть времени после прихода цунами АК не работал. Кроме того, к этому времени операция по подаче воды в реактор пожарными насосами хотя и была подготовлена, но еще не начата [386].

Без работы АК давление в корпусе реактора не могло быть снижено до уровня, позволяющего закачивать воду от внешних насосов, имеющих достаточно небольшой напор (около 1 МПа). Активные системы отвода тепла от а.з. оставались неработоспособны. Дистанционное или автоматическое открытие предохранительных клапанов для сброса давления в реакторе было недоступно из-за нехватки постоянного тока и/или недостаточного давления рабочего газа в аккумуляторах. Первое показание давления в корпусе реактора было снято непосредственно внутри реакторного здания примерно через 5,5 ч аварии и было близко к уставке пассивного открытия ПК (~7 МПа). Однако тенденцию изменения давления операторам определить не удалось, поскольку

показания снимались внутри реакторного здания по месту, и находиться там длительное время было невозможно.

Таким образом, в условиях потери всех средств отвода тепла от а.з. с момента прихода цунами и последующего полного обесточивания давление в корпусе реактора было высоким, по крайней мере, в течение первых 4,5 ч. Вода в реактор не подавалась, и в любом случае в это время такая мера не могла быть эффективной. Первые же аналитические оценки, сделанные в ТКЦ ИБРАЭ РАН в первый день аварии, показали, что без отвода тепла а.з. полностью осушилась бы примерно за 5 часов. По данным ТЕРСО, повышенные мощности дозы внутри реакторного здания были впервые обнаружены через 5,5 часов после полного обесточивания, а это означает, что а.з. к этому времени уже была существенно разрушена. Поэтому показания уровня воды противоречили ожидаемому состоянию а.з. Но понимание причин этого несоответствия в то время отсутствовало. После аварии эта проблема была зафиксирована ТЕРСО как Задача 3 для энергоблока 1 в списке вопросов, требующих дальнейшего разрешения.

Хотя уже в 2011 г. показания уровня воды были оценены аналитиками как сомнительные, других объяснений, кроме как выход из строя измерительной системы по неизвестной причине, не предлагалось. Простое объяснение отмеченному противоречию было найдено вскоре после начала расследования аварии в 2012 году. Для измерения уровня воды разница гидростатических напоров в плюсовой линии со стороны уравнительного сосуда и в минусовой линии со стороны корпуса реактора преобразуется в электрический ток, который генерируется в пьезоэлектрическом элементе. Указатель уровня воды калибруется исходя из условия, что уравнительный сосуд заполнен холодной водой. Поэтому нагрев, а тем более испарение воды из плюсовой линии уровнемера снижает перепад давления, что эквивалентно увеличению давления в минусовой линии то есть, повышению уровня или охлаждению воды в корпусе реактора. Компания ТЕРСО [357] (Atthachment 1-2) рассмотрела возможность выкипания воды из уравнительного сосуда и плюсовой линии уровнемера из-за роста температуры газа в сухом боксе контейнмента в ходе развития аварии. Результаты расчетов, выполненных с использованием многомерного кода GOTHIC, численно подтвердили эту гипотезу [357] (Atthachment 1-2), (Atthachment 1-6). В дальнейшем в отчёте [363] (Chapter II.1, Attachment II-1-3) было показано, что нагрев атмосферы сухого бокса контейнмента и результирующий нагрев и испарение воды из плюсовой линии уровнемера был причиной неверных показаний уровня воды в а.з. на всех трёх аварийных энергоблоках Фукусима-1.

Следует отметить, что расчет процессов в сухом боксе, включая нагрев и осушение уровнемера, проводился в коде GOTHIC отдельно от расчета процессов в реакторе. Течь из контура теплоносителя и тепловые потери с корпуса реактора определялись отдельно, на основе инженерной оценки, и задавались в расчетах в качестве граничных условий. Время начала и место течи определялись из интегрального расчета по коду MAAP. Тепловой поток от расплава после его перемещения из корпуса реактора на пол сухого бокса оценивался из предположения, что 15% мощности уносится из расплава продуктами деления. Выделение газов в результате взаимодействия расплава с бетоном не учитывалось.

Более цельную и реалистичную картину представлял бы расчет процессов в реакторе, контейнменте и уровнемере в связанной интегральной постановке, где все процессы рассчитывались бы самосогласованно за одну расчётную сессию. Расчеты такого рода ранее проводились с использованием кода MELCOR для моделирования аварии на энергоблоках 1, 2 и 3 [382], [387–389]. Интегральные расчёты при помощи кода СОКРАТ/ВЗ приведены выше в предыдущем параграфе.

Измерение разницы гидростатических напоров в технологическом сосуде и минусовой импульсной линии с одной стороны и в уравнительном сосуде и плюсовой импульсной линии с другой стороны является распространенным способом измерения уровня воды в различных сосудах на АЭС. Авария на энергоблоке 1 наглядно

продемонстрировала важный недостаток этого способа – чувствительность показаний к температуре (уровню) воды в плюсовой линии. Хотя РУ ВВЭР и ВWR во многом различаются, средства измерения уровня воды в различных сосудах АЭС с ВВЭР, таких как парогенератор, компенсатор давления, очень похожи на те, которые использовались в реакторе Фукусима-1. Поэтому важно проверить, применимы ли данные уроки, извлеченные из тяжёлой аварии на Фукусима-1, к РУ ВВЭР.

# 7.2.2 Система измерения уровня на ПГ ВВЭР

Реакторы BBЭP-1000 при нормальной эксплуатации полностью заполнены водой, поэтому в них нет системы измерения уровня воды в а.з. или корпусе реактора, аналогичной BWR. Но в BBЭP такие системы используются для измерения уровня воды внутри корпуса парогенератора или в корпусе КД, где при нормальной эксплуатации имеется вертикальная стратификация фаз теплоносителя. Измерения уровня воды в парогенераторах или КД важны для правильной оценки оставшегося количества воды в первом и втором контурах BBЭP и, следовательно, для оценки возможности охлаждения а.з. Кроме того, показания уровня воды в этих сосудах используются в нескольких уставках срабатывания систем безопасности.

Ограничимся для примера задачей измерения уровня котловой воды в ПГ на энергоблоке ВВЭР-1000, т.е. в парогенераторе ПГВ-1000М. Проблема чувствительности системы измерения уровня воды в ПГ к параметрам внутри ПГ и соответствующей коррекции показаний рассматривалась ранее в работе [390]. В последнее время она широко исследовалась в работах А.А. Калашникова [391–394]. По результатам этих работ на российских АЭС с ВВЭР была модернизирована система измерения уровня воды в ПГ и КД. Однако эти исследования были направлены на учет влияния изменения теплофизических характеристик рабочего тела в нормальных условиях эксплуатации и в переходных режимах. Исследования поведения уровнемеров ПГВ, учитывающие влияние температуры в соответствующем помещении ГО при авариях, особенно тяжелых, на момент написания диссертационной работы неизвестны. Для проведения такого рода анализа необходимо использовать интегральное моделирование с учетом сложности процессов в корпусе реактора, а.з., контурах теплоносителя и ГО.

При помощи описанной выше расчётной модели энергоблока определим количественно, насколько спрогнозированные показания уровня котловой воды в ПГ ВВЭР могут отличаться при ТА от фактического («идеализированного») уровня. Принимая во внимание опыт аварии на Фукусима-1, эти результаты продемонстрируют, насколько ошибочными могут быть показания уровня воды для персонала АЭС.

Уровень воды в ПГ ВВЭР-1000 измеряется путем сравнения переменного гидростатического напора пароводяной смеси в корпусе ПГ с постоянным гидростатическим напором воды в линии, состоящей из уравнительного сосуда и импульсной трубки вне корпуса ПГ. Для контроля уровня котловой воды в ПГВ-1000М используются уровнемеры двух типов: однокамерный и двухкамерный. Однокамерный уровнемер имеет большую базу измерения (4000 мм), двухкамерный – малую базу (1000 мм). С точки зрения диапазона измерения наибольший интерес представляет однокамерный уровнемер. Кроме того, именно от однокамерных уровнемеров используются сигналы для системы АЗ, останова ГЦН и включения системы аварийной питательной воды (АПЭН). Поэтому далее мы будем рассматривать только однокамерные уровнемеры.

Общая схема измерения уровня ПГ с использованием однокамерного уровнемера (рисунок 7.55) принципиально не отличается от схемы измерения уровня воды в а.з. энергоблока 1 на АЭС Фукусима-1. Уравнительный сосуд (УС) расположен вблизи корпуса парогенератора. В средней части он соединен тонкой трубкой с верхней частью парогенератора. Стабильный уровень воды в УС обеспечивается за счет постоянной конденсации пара на нетеплоизолированной стенке и слива конденсата обратно в корпус ПГ. Донная часть УС соединена с дифманометром плюсовой импульсной линией. С

другой стороны, минусовая импульсная линия соединяет дифманометр с донной частью парогенератора. Таким образом, с двух сторон дифманометра возникает разница гидростатических напоров воды.

УС и часть длины импульсных трубок расположены внутри боксов ПГ под ГО. Дифманометры расположены в отдельном помещении вне ГО. Как и УС, стенки импульсных трубок не имеют теплоизоляции. Поэтому показания уровнемеров чувствительны как к параметрам среды в ПГ (а именно, к паросодержанию, давлению, водно-химическому режиму), так и к температуре газа в боксе ПГ. Температура газа в боксе ПГ поддерживается работой системы вентиляции и кондиционирования и в номинальном режиме работы изменяется незначительно. Поэтому давление в плюсовой линии остается постоянным.

Но при авариях с утечкой теплоносителя из первого контура в бокс ПГ, особенно при запроектных авариях, сопровождающихся отказом системы вентиляции, температура в боксе ПГ существенно повышается. Соответственно, вода в плюсовой линии уровнемера нагревается, расширяется, и лишняя вода перетекает из УС в корпус ПГ. Гидростатический напор в плюсовой линии уменьшается, и, следовательно, уменьшается разница давлений на дифманометре. Показания уровня начинают завышать реальный уровень в ПГ.

Максимальная температура, которую может достичь вода в УС и плюсовой линии, равна температуре насыщения в ПГ. Если температура газа в боксе ПГ выше температуры насыщения в ПГ в течение длительного времени, вода начинает выкипать из УС и плюсовой линии, а степень переоценки уровня воды в ПГ существенно возрастает.



Рисунок 7.55 - Обобщённая схема уровнемера в ПГВ-1000М

Таким образом, при запроектных авариях видимое повышение уровня воды в парогенераторе может ввести операторов в заблуждение в условиях стресса и отсутствия или неопределенности информации о состоянии энергоблока. Например, они могут предположить, что сработала система аварийной питательной воды ПГ. В этом смысле ситуация напоминает аварию на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1.

Ситуации, в которых происходит искажение показаний уровня ПГ, можно обобщить в виде следующих альтернативных процессов:

1) нагрев воды в плюсовой линии;

2) нагрев воды в плюсовой линии до насыщения и постепенное выкипание;

3) нагрев воды в плюсовой линии до насыщения при высоком давлении, затем быстрая разгерметизация ПГ с последующим объёмным вскипанием воды в УС и

плюсовой линии;

4) Течь из УС или плюсовой линии.

Каковы сценарии ТА, в которых могут возникнуть эти процессы? Как следует из приведенного выше анализа, для нагрева воды в УС и плюсовой линии (сценарии 1, 2) в бокс ПГ должна поступать горячая среда. Это может быть как истечение теплоносителя из первого контура, так и течь паропровода. Дополнительным условием сценария 2 является снижение температуры насыщения во втором контуре, чтобы вода в плюсовой линии могла быстрее достичь насыщения. Для этого второй контур ПГ должен иметь неплотность. Потеря пара снижает давление в ПГ и температуру насыщения воды. Данное условие выполняется в том случае, если оператор включает режим охлаждения БРУ-А со скоростью 30 К/ч. Это действие выполняется в соответствии с аварийным инструкциями, чтобы обеспечить отвод тепла от первого контура ко второму контуру. Этот теплоотвод сохраняется до тех пор, пока продолжается кипение котловой воды в ПГ. При снижении уровня воды в ПГ на 0,9 м от номинального значения включается и регулируется подпитка ПГ аварийной питательной водой с целью восстановления и поддержания номинального уровня котловой воды. Другим условием снижения давления в ПГ является отказ БРУ-А в открытом положении или неизолированный разрыв паропроводов.

Разрывы труб первого контура не должны быть большими (Ду>100), так как при интенсивной потере теплоносителя скорость падения давления в первом контуре происходит быстрее, чем во втором контуре, тепло не отводится от первого контура к котловой воде ПГ, и парогенераторы перестают осушаться. Без генерации пара давление и соответствующая температура насыщения в ПГ стабилизируются.

Сценарий 3 предполагает весьма специфический набор отказов, что крайне маловероятно, поэтому аварии, соответствующие этому сценарию, рассматриваться далее не будут. Сценарий 4 приведет к выходу из строя только одного уровнемера на одном ПГ. Это не повлияет на другие уровнемеры. Поэтому рассматривать этот сценарий мы также не будем.

Таким образом, для дальнейшего анализа проявления эффекта Фукусимы с искажением показаний уровня воды в ПГ ВВЭР-1000 можно выделить следующие аварии:

- 1. Малые и средние течи теплоносителя (Ду30-Ду100) из холодной нитки петли ГЦТ в бокс ПГ с дополнительным обесточиванием энергоблока и с переводом оператором БРУ-А в режим расхолаживания 30 К/ч;
- 2. Неизолированный разрыв паропроводов внутри ГО с дополнительным обесточиванием энергоблока.

Эти аварии в итоге приводят к разрушению а.з. и отказу корпуса реактора. Далее выполняется их моделирование с помощью интегрального кода COKPAT с учетом системы измерения уровня в ПГ.

### 7.2.3 Расчётная модель ПГ ВВЭР-1000

В данном исследовании используется расчётная модель серийного энергоблока ВВЭР-1000/320. С небольшими поправками для учета специфических различий блоков ВВЭР (в основном, относящихся к загрузке топлива, уставкам систем безопасности) эта модель используется при анализе ТА в рамках детерминистической поддержки ВАБ-2 российских АЭС с ВВЭР-1000/320.

Нодализационная схема второго контура ПГ представлена на рисунке 7.56. Для данного исследования схема ПГ была дополнена каналами, камерами и стенками, моделирующими линии однокамерного уровнемера в соответствии с данными, приведенными в книге [306]. Эта схема уровнемера может незначительно отличаться от реальной схемы на энергоблоках ВВЭР (например, длиной отдельных участков линий).



Рисунок 7.56 - Нодализационная схема парогенератора ВВЭР по второму контуру и однокамерного уровнемера с большой базой

Уравнительный сосуд представлен двумя камерами US\_U и US\_M и одним каналом US\_L. Плюсовая линия описывается каналом US\_PlusLine. Минусовая линия описывается каналом US\_MinusLine. Плюсовая и минусовая линии подключаются к двум камерам P- и P+, в которых рассчитываются гидростатические напоры.

Стенки УС и обеих импульсных линий описываются тепловыми элементами, которые сопряжены по внешней поверхности с атмосферой в ячейке СТН07 нодализационной схемы ГО, моделирующей пространство бокса ПГ.

В качестве калибровочной кривой для определения показаний уровня по разности давлений использовалась формула (7.1), приведенная в книге [306]. В расчетной модели используется аналитический датчик, рассчитывающий гидростатический напор на конце каждой импульсной линии с учетом уровня и температуры воды. Полученный перепад давления подставляется в калибровочную формулу (7.1), которая дает ожидаемые показания уровнемера.

$$h_{meas} = \frac{4210 - \Delta P/g}{721}$$
(7.1)

Здесь  $\Delta P$  – перепад давлений (Па), g – ускорение свободного падения (м/с<sup>2</sup>),  $h_{meas}$  – измеренный уровень воды (м).

Также в результирующие файлы выводятся показания фактического расчетного весового уровня воды в ПГ - то есть, того уровня воды, который обычно приводится в описании результатов расчёта ТА. Этот уровень определяется в расчете при помощи датчика, характеризующего фактический средний уровень воды в ПГ, определяемый остаточной массой котловой воды.

Парогенератор и уровнемер расположены в одном из боксов ПГ. Расчеты выполнены с использованием нодализационной схемы ГО, в которой два соседних бокса ПГ объединены в одной расчётной ячейке. Модель учитывает теплообмен между стенками корпуса ПГ, УС и импульсных линий с атмосферой в боксе ПГ. Состав и температура среды в боксе ПГ рассчитываются с учетом истечения пароводяной и газовой смеси из первого контура. Таким образом, решается самосогласованная задача моделирования процессов в первом и втором контурах и под ГО в ходе ТА.

### 7.2.4 Моделирование поведения системы измерения уровня котловой воды в ПГ ВВЭР при тяжелых авариях

На рисунках 7.57–7.61 представлена динамика основных параметров, характеризующих ход аварии, вызванной течью Ду100 из холодной нитки ГЦТ и

одновременным полным обесточиванием энергоблока. Предполагается, что питание постоянным током сохраняется в течение первых 2 часов аварии, до полной разрядки аккумуляторов. Через две минуты после исходного события операторы переводят БРУ-А в режим расхолаживания со скоростью 30 К/ч, а в конце второго часа аварии также открывают систему аварийного газоудаления.

После открытия течи начинается интенсивная потеря теплоносителя, реактор заглушается АЗ и изолируется от турбины, происходит останов и выбег ГЦН. В связи с полным обесточиванием энергоблока активные системы безопасности, предназначенные для подпитки водой первого контура (САОЗ НД и САОЗ ВД) и ПГ (АПЭН), оказываются неработоспособны. Неработоспособна и спринклерная система.

В процессе работы БРУ-А котловая вода в ПГ выкипает, и уровень воды в ПГ постепенно снижается. После потери постоянного тока (через 2 часа аварии) клапаны БРУ-А остаются в текущем частично открытом состоянии. Также такое состояние БРУ-А может возникнуть и в результате дополнительного отказа. После потери постоянного тока также теряется контроль над показаниями уровня воды и других параметров РУ.

После останова реактора и до начала интенсивного окисления оболочек твэлов паром тепловыделение в а.з. определяется ОТВ в топливе (рисунок 7.57). Снижение давления в первом контуре (рисунок 7.58) обусловлено, главным образом, потерей теплоносителя в течь. Падение давления сопровождается сливом воды ГЕ САОЗ в корпус реактора (рисунок 7.59). До ~1 часа аварии уровень воды в а.з. не опускается ниже 1,3 м (рисунок 7.59). После дренирования КД уровень воды в а.з. начинает снижаться, а твэлы – нагреваться (рисунок 7.60). Температура пара на выходе из а.з. повышается, следовательно, увеличивается отвод тепла к парогенераторам. Увеличение теплоотвода к ПГ приводит к более быстрому снижению давления в первом контуре и возобновлению слива остатков воды из ГЕ в корпус реактора. Но так как расход воды из ГЕ мал, а.з. продолжает нагреваться. Залив а.з. снизу и сверху задерживает на время разогрев нижней и верхней частей твэлов. Через 1,3 часа температура в центре а.з. достигает 1500 К и начинается интенсивное выделение водорода. Через 2,4 ч TBC разрушаются из-за плавления хвостовиков. Через 2,5 часа нижняя дистанционирующая решетка а.з. из-за высокой температуры, и частично расплавленный разрушается кориум перемещается в НКР. Стенка корпуса реактора проплавляется жидким кориумом через 4,3 часа после аварии (рисунок 7.61). Расчет прекращается после вытекания из корпуса корпуса первой (металлической) порции кориума.



Рисунок 7.57 - Расчетное ОТВ в а.з. и НКР при ТА «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»



Рисунок 7.58 - Расчетное давление в первом контуре при ТА «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»







Рисунок 7.60 - Расчетные температуры вдоль ТВС при ТА «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»



Рисунок 7.61 - Расчетные массы компонент кориума в НКР при ТА «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»

Согласно результатам расчетов, ПГ полностью не осушаются (рисунок 7.63). Расчетная температура парогазовой смеси в боксе ПГ возрастает до 460 К, что обеспечивает нагрев воды в уровнемере до 440 К (рисунок 7.62). Но в соответствии с заданным режимом работы БРУ-А давление в ПГ снижается недостаточно быстро. Поэтому до отказа БРУ-А из-за потери постоянного тока вода в уровнемере остается недогретой. После отказа БРУ-А скорость снижения давления в ПГ существенно не меняется, а атмосфера в боксе ПГ начинает остывать за счет тепловых потерь и конвективного перемешивания атмосферы под ГО. Поэтому температура насыщения в линиях уровнемера не достигается, и плюсовая трубка не осушается. Таким образом, в этом сценарии не происходит ни значительного осушения ПГ, ни заметного роста показаний уровня котловой воды. Эффект ложных показаний уровня в ПГ проявляется в весьма ограниченной степени (рисунок 7.64(а)).



Рисунок 7.62 - Расчетные температуры в боксе ПГ и в плюсовой линии уровнемера ПГ при аварии «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»



Рисунок 7.63 - Расчетные уровни котловой воды в ПГ при аварии «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»: (а) – идеализированный уровень; (б) – показания уровнемера

Но, как видно из сравнения «идеализированного» расчетного уровня и моделируемых показаний уровнемера на рисунке 7.64(а), начиная с 0,2 ч показания уровня заметно превышают фактический уровень в ПГ. Это связано с началом нагрева воды в плюсовой линии горячей атмосферой бокса ПГ. К этому времени температура в боксе ПГ повышается до 400 К из-за интенсивного истечения теплоносителя из первого контура. Даже при отсутствии кипения нагрев воды в уровнемере имеет большое значение. В случае сохранения или восстановления электропитания насосов АПЭН переоценка показаний уровня воды в ПГ может привести к задержке начала подачи воды в ПГ. Согласно уставкам, АПЭН начинает подачу воды в ПГ после снижения уровня на 0,9 м от номинального значения. Результаты расчета показывают, что в ПГ-4 эта уставка достигается практически одновременно при использовании фактического уровня и при моделируемых показаниях уровнемера, поскольку скорость выкипания в ПГ-4 выше, чем в других ПГ (рисунок 7.64(б)). Поскольку ПГ-1, ПГ-2 и ПГ-3 выкипают медленнее, уставка включения насосов АПЭН достигается уже после того, как начинает нагреваться вода в уровнемере (рисунок 7.64(a) и рисунок 7.62). Следовательно, при использовании показаний уровнемера в качестве сигнала для уставки подача воды в эти ПГ начнется на 2...2,5 часа позже необходимого (рисунок 7.65 (a), (б)). Это приведет к более позднему восстановлению отвода тепла от первого контура.



Рисунок 7.64 - Расчетные уровни котловой воды в ПГ1 и ПГ4 при аварии «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание»: (а) – ПГ1; (б) – ПГ4

Немаловажно и то, что при подпитке ПГ холодной водой температура воды в плюсовой линии остается горячей и продолжает нагреваться атмосферой в боксе ПГ. Изза искажения в системе измерения уровня количество воды, подаваемой в ПГ, меньше, чем необходимо для восстановления номинального уровня. В этом можно убедиться из сравнения идеализированного уровня и измеренного уровня (рисунок 7.65). Таким образом, на самом деле в результате подпитки ПГ отказываются заполнены недостаточно.



Рисунок 7.65 - Расчетные уровни котловой воды в ПГ при аварии «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание» с учётом включения АПЭН: (а) – ПГ1; (б) – ПГ2 и ПГ3; (в) – ПГ4

Более того, продолжающийся нагрев воды в плюсовой линии вызывает дополнительное ложное увеличение показаний уровня, и, соответственно, для поддержания постоянного номинального значения уровня расход подаваемой воды должен уменьшиться. Фактически это приводит к преобладанию кипения над подпиткой, и масса воды в парогенераторе с течением времени уменьшается (рисунок 7.66). Например, несмотря на то что подача воды в ПГ-4 началась практически одновременно в случае использования в качестве сигналов показаний уровнемера и показаний фактического уровня, в первом случае ПГ-4 был бы в итоге заполнен водой меньше, чем во втором случае. Таким образом, искажение показаний уровня воды оказыает влияние на работу системы аварийной подпитки ПГ и отвод тепла от первого контура.

Плавное увеличение массы воды при регулировании подачи воды по данным о фактическом уровне объясняется тем, что при номинальной работе подъёмный участок ПГ частично занят пузырьками пара, которые конденсируются при поступлении в ПГ холодной воды.



Рисунок 7.66 - Расчетный запас котловой воды в ПГ4 при ТА «Средняя течь Ду100 + полное обесточивание» с включением АПЭН на основе различных данных об уровне

Следует отметить, что, если сравнить интегральные характеристики аварии (таблица 7.7) при ранней и поздней подаче аварийной воды в ПГ, то в данном конкретном сценарии они различаются не сильно. То есть, несвоевременная подпитка парогенератора водой принципиально не меняет последствий данной аварии, поскольку роль подпитки невелика по сравнению с интенсивной потерей теплоносителя из первого контура. Однако этот эффект следует учитывать при моделировании аварий такого рода, в том числе в рамках РУТА.

Таблица 7.7 – С	Сравнение	интегральных	характеристик	аварии	«Средняя	течь	Ду100	+
полное обесточи	вание» с во	осстановлением	и работы АПЭН	и без А	ПЭН			

Параметр	АПЭН не работают	АПЭН включаются по показаниям уровнемера	АПЭН включаются по расчётному фактическому уровню	
Время полного осущения	2.0	2.6	2.5	
а.з., ч	210	2.0	2.0	
Время разрушения корпуса	4.3	4.5	4.4	
реактора, ч				
Генерация H <sub>2</sub> на	1040	540	440	
внутрикорпусной стадии, кг				

Рассмотрим теперь аварию с малой течью теплоносителя Ду40. Если не считать размера течи, сценарий аварии не меняется. Общая феноменология аварии не отличается от аварии с течью Ду100, но из-за более медленной потери теплоносителя основные события происходят позже (табл. 7.8).

Таблица 7.8 – Сравнение хронологии событий в аварии «Потеря теплоносителя + полное обесточивание» при разных размерах течи

Время, ч	Ду100	Ду70	Ду60	Ду50	Ду40	Ду30
Полное осушение ПГ	Нет	Нет	3.1	2.5	1.7	1.5
Осушение ГЕ САОЗ	0,3; 1,9	0,9	1,9	1,9;	1,8	2,1
				2,2-2,4		
Начало разогрева твэлов	1,0	1,3	2,5	1,6	2,4	2,8*
Разрыв оболочек твэлов	1,2-1,3	1,6-1,7	2,8-2,9	1,9-2,3	2,7-2,8	3,1-3,3
Начало интенсивной	1,3	1,7	2,9	2,4	3,1	3,2
генерации H <sub>2</sub>						
Полное осушение а.з.	2,0	2,2	3,4	2,8	3,3	3,5
Перемещение кориума в НКР	2,5	2,3	3,5	3,1	3,6	4,0
Разрушение корпуса реактора	4,3	4,0	5,2	4,8	5,4	5,3

Нагрев атмосферы в боксе ПГ, хотя и происходит медленнее, чем в случае течи Ду100, к 3 часам аварии достигает 400 К (рисунок 7.67). Вода в плюсовой линии соответственно нагревается. До потери источников постоянного тока (2 часа аварии) скорость снижения давления в ПГ такая же, как и при аварии с течью Ду100, поскольку определяется режимом работы БРУ-А.



Рисунок 7.67 - Расчетная температура в боксе ПГ и плюсовой линии уровнемера в ПГ при аварии «Малая течь Ду40 + полное обесточивание»

Интерес представляет положение штока БРУ-А в момент потери электропитания. В конце 2-го часа достаточно лишь небольшого открытия клапана БРУ-А для поддержания скорости охлаждения 30 К/ч. В отсутствие подробной проектной информации о характеристиках БРУ-А сложно судить о возможности удержать малое сечение открытия массивного клапана. Но если в момент потери постоянного тока БРУ-А полностью закроется и останется в закрытом положении, снижение давления в ПГ (и температуры насыщения) прекратится, вода в плюсовой линии не достигнет насыщения и не выкипит. В этом случае эффект ложного повышения уровня воды не проявится.

Однако если в момент потери постоянного тока БРУ-А все еще будет открыт, дальнейшее снижение давления в ПГ ускорится. Это связано с тем, что парогенераторы к этому времени в значительной степени осушены, и неконтролируемые потери пара через БРУ-А уже не компенсируются его генерацией. Таким образом, температура насыщения в парогенераторе быстро снижается и через короткое время (1 час) становится ниже температуры газа в боксе ПГ. Таким образом, вода в импульсных линиях уровнемера, нагретая горячим газом в боксе ПГ, перегревается и начинает периодически вскипать, так как давление ПГ продолжает падать. Учитывая, что трубки плюсовой линии тонкие и длинные, кипение происходит в гейзерном режиме (рисунок 7.68). Образующийся пар уносит часть воды в корпус ПГ. Соответственно, происходит снижение гидростатического напора в плюсовой линии и наблюдается рост показаний уровня. В случае сценария, аналогичного аварии на АЭС Фукусима-1, когда на несколько часов были потеряны источники постоянного тока (а вместе с ними и возможность контролировать уровень и другие измерения), после восстановления подачи постоянного тока операторы будут наблюдать высокий уровень в ПГ (рисунок 7.68). В условиях аварии такая информация может ввести в заблуждение. На самом деле все ПГ к этому времени уже давно осушены, тоже почти полностью осушена и плавится. Конечно, операторы будут а.з. руководствоваться и другой информацией о состоянии энергоблока, но при ТА любое несоответствие данных опасно и должно быть исключено.



Рисунок 7.68 - Расчетные уровни котловой воды в парогенераторах при аварии «Малая течь Ду40 + полное обесточивание»

Аналогичные результаты демонстрирует сценарий с течью Ду43 из фланца холодного коллектора ПГ.

Если рассматривать еще меньшую течь Ду30, то, за исключением более позднего времени сушения ПГ и более позднего времени начала повышения уровня, рассмотренные выше результаты сохраняют свою справедливость. Результаты моделирования этого сценария раскрывают еще один аспект, подчеркивающий важность моделирования работы БРУ-А. В случае, если клапаны БРУ-А в разных паропроводах открываются и закрываются в разное время, возможна ситуация, когда давление и температура насыщения в разных ПГ после потери постоянного тока будут различаться. Соответственно, измеренный уровень воды в четырех ПГ будет вести себя по-разному. В ПГ с большей степенью открытия БРУ-А и, следовательно, с более быстрым снижением давления в ПГ после отказа БРУ-А будет наблюдаться рост уровня (рисунок 7.69(а)). В ПГ с минимальным открытием БРУ-А или с закрытым БРУ-А повышения уровня не будет. Подобные расхождения между показаниями уровнемеров также могут привести к неправильной оценке событий на энергоблоке.

При увеличении размера течи до Ду50, наоборот, повышение уровня воды в ПГ начинается позже, через 4,4 часа после аварии (рисунок 7.69(б)). В это время кориум уже переместился в НКР, а в на днище корпуса реактора формируется ванна расплава.





При еще большей течи Ду60 температура насыщения в ПГ снижается до температуры окружающей среды в боксе ПГ примерно в тот же момент, когда происходит разрушение корпуса реактора и перемещение расплавленного кориума в шахту реактора. Таким образом, при течах размером Ду60 и выше рост уровня в осушенных парогенераторах не проявляется, хотя начиная с определенного времени (позже или раньше, в зависимости от размера течи) показания уровня начинают завышать фактический уровень из-за для нагрева воды в импульсных линиях уровнемера.

Как показывают результаты моделирования, при течах меньше Ду90 скорость осушения ПГ достаточно высока, а уставка включения системы аварийной подпитки ПГ достигается очень быстро как при использовании фактического уровня, так и при использовании измеренного уровня в ПГ. То есть в этом диапазоне течей влияние искажения показаний уровня на работу АПЭН и развитие аварии не столь существенно.

Таким образом, эффект ложных показаний уровня воды в ПГ может проявиться в парогенераторах ПГВ-1000М в авариях с малыми течами и работой БРУ-А в режиме расхолаживания (или при отказе БРУ-А в открытом положении) и должно учитываться при управлении такими авариями. При авариях с течью Ду100 необходимо учитывать влияние нагрева воды в уровнемере на время достижения уставки включения АПЭН.

# 7.2.5 Выводы

На основе результатов выполненного исследования сделан вывод о том, что опыт аварии на АЭС Фукусима-1 в части искажения показаний системы измерения уровня применим в ряде случаев и к парогенераторам ВВЭР-1000. В расчётах с использованием ФММ показано, что при ТА, вызванных потерей теплоносителя из-за небольших разрывов размером Ду30...Ду50 и дополнительным обесточиванием станции, а также при отказе БРУ-А в открытом положении (из-за выхода из строя или вследствие разряжения аккумуляторов через 2 часа аварии) проявляется эффект ложного роста показаний уровнемеров на стадии разрушения а.з. Этот эффект проявляется через 3,5-4 часа аварии в отсутствие подпитки ПГ водой. Так же, как и при аварии на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1, он обусловлен нагревом и кипением воды в плюсовой импульсной линии уровнемера вследствие нагрева атмосферы под ГО и снижения давления в сосуде (в данном случае в ПГ). Таким образом, после потери постоянного тока через 2 часа после начала аварии и восстановления электропитания контрольно-измерительных приборов через 3,5-4 часа после аварии (что воспроизводит сценарий на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1) операторы могут наблюдать в показаниях уровнемера возрастающий уровень котловой воды в ПГ. Это может привести к неправильной интерпретации успешности мероприятий по подпитке ПГ водой и восстановления теплоотвода от первого контура. Учитывая стрессовые условия при ТА, любое противоречие в результатах диагностики состояния энергоблока может привести к ошибочным выводам и решениям, а потому должно быть исключено. Таким образом, показано, что в случае ТА необходимо учитывать эту особенность в поведении уровнемера, причем она может проявляться и в других сосудах, снабжённых подобными уровнемерами (например, в КД).

Также на основании результатов расчетов показано, что при аварии с течью теплоносителя Ду100 из первого контура и одновременным полным обесточиванием энергоблока нагрев воды в плюсовой импульсной линии вызывает заметную переоценку уровня воды в ПГ по сравнению с ожижаемым фактическим уровнем. Если источники постоянного тока не потеряны и электроснабжение АПЭН восстановлено, уставка включения АПЭН во всех парогенераторах, кроме парогенератора в контуре с КД, достигается на 2–2,5 часа позже, чем в случае использования фактического уровня в качестве сигнала для уставки. Хотя отложенное заполнение ПГ не оказывает заметного влияния на последствия данной аварии, при анализе таких сценариев следует учитывать влияние нагрева воды в уровнемере на время достижения уставки включения АПЭН.

Возможность контроля нагрева и, тем более, начала кипения воды в длинной плюсовой линии уровнемера в данной диссертационной работе специально не рассматривается. Уровнемеры ПГ оснащены термопарами, позволяющими контролировать температуру стенки уравнительного сосуда, однако это может быть недостаточно для определения факта закипания воды в плюсовой линии. Факт нагрева и кипения воды в уровнемере можно косвенно установить по значениям температуры атмосферы в боксе ПГ и давления в ПГ (при условии, что по этой же причине не ухудшаются и показания давления в ПГ).

Выполненное исследование поднимает вопрос о необходимости квалификации средств измерений на условия и процессы ТА. Модернизация системы измерения уровня воды в ПГ уже выполнялась на российских АЭС с ВВЭР [392], но она не была предназначена для учёта условий ТА.

Численное моделирование аварий в рамках анализа безопасности и разработки РУТА должно учитывать влияние изменения атмосферных условий на точность и надежность контрольно-измерительных приборов. В расчетах ТА обычно используются идеализированные модели датчиков температуры, давления, уровня воды. Как показывают результаты выполненного исследования, эти расчетные значения могут отличаться от фактических показаний, поскольку условия атмосферы под ГО, складывающиеся во время ТА, могут ухудшать точность измерений. Поэтому расчетные модели энергоблоков АЭС для задач разработки РУТА и оперативных оценок должны быть более реалистичными при моделировании средств измерений.

Проблема ложных показаний уровня во время ТА не является специфичной для какого-то одного типа легководных РУ, но касается РУ разных проектов, в которых уравнительная линия системы измерения уровня воды подвергается воздействию высоких температур.

# 7.3 Совместное использование ФММ и CFD кодов для анализа возможности байпассирования защитной оболочки при TA

Гермооболочка (ГО) реакторной установки является последним физическим барьером на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду, играет важнейшую роль в ограничении радиоактивного выброса, поэтому обеспечение ее целостности представляет собой основную задачу при ТА на АЭС с ВВЭР.

Существуют сценарии ТА, в которых возможен массовый радиоактивный выброс даже при сохранении общей герметичности ГО. В частности, при разрыве теплообменных труб (ТОТ) или коллекторов ПГ, возникающем в процессе развития аварии на стадии разрушения а.з., радиоактивные вещества переносятся во второй контур. В случае негерметичности второго контура (что может быть вызвано инициирующим аварию разрывом паропровода до отсечной арматуры или отказом БРУ-А в открытом положении) радиоактивные вещества могут выходить из ПГ в окружающую среду в обход ГО, так как паропроводы свежего пара выходят за пределы ГО. Таким образом, происходит так называемое байпассирование ГО радиоактивными веществами. Соответствующие аварии называются авариями с байпассированием ГО.

Вероятность подобных аварий относительно невелика из-за специфической совокупности исходных событий и дополнительных отказов, включая невозможность или неуспешность действий оператора, требуемых для реализации явления байпассирования ГО. Тем не менее, учитывая значительные радиационные риски, аварии с байпассированием ГО рассматриваются в рамках ВАБ-2.

Таким образом, кроме обеспечения целостности ГО, дополнительной задачей ограничения радиационных последствий для населения и окружающей среды при ТА на АЭС с ВВЭР является недопущение массового разрыва ТОТ ПГ и коллекторов ПГ.

Для разрыва ТОТ и коллекторов ПГ в ходе ТА необходимо наличие большого перепада давления на стенке и её разогрев до высокой температуры.

Первое условие определяет величину механических напряжений и является следствием рассматриваемых сценариев, предполагающих неизолируемое истечение пара из ПГ в результате разрыва паропроводов или незакрытия БРУ-А. В этом случае давление во втором контуре падает до атмосферного, а давление в первом контуре остается близким к номинальному из-за сохранения плотности границ контура и предполагаемого отсутствия действий операторов по снижению давления. Давление первого контура определяется уставками открытия и закрытия ИПУ КД.

Второе условие предполагает снижение механической прочности стали, из которой выполнены трубки и коллекторы ПГ, и реализуется при существенном разогреве а.з. и наличии механизма переноса тепла из а.з. в ПГ. Такой перенос возможен на стадии осушения а.з., если в одной из петель ГЦТ очистился гидрозатвор холодной нитки, и в этой петле развивается естественная циркуляция. Несмотря на то, что ПГ к этому времени уже полностью осушены, сток тепла связан с нагревом большой массы металла в коллекторах и в пакете теплообменных труб. Однако, как показывает опыт расчетов аварий при помощи интегральных кодов, очищение гидрозатворов – в значительной мере неопределенное событие, чувствительное к варьированию входных параметров.

В этой связи возникает вопрос, возможен ли перенос тепла в ПГ, если во всех петлях гидрозатворы заполнены водой. Единственным механизмом, который может обеспечить такой перенос, является конвекция перегретого пара или парогазовой смеси

между источником тепла (а.з.) и стоком тепла (ПГ). При этом интервал времени, на котором должна развиться конвекция, ограничен моментами закрытия и следующего открытия ИПУ КД, поскольку на фазе открытия ИПУ КД перегретый пар уходит в КД и не попадает в ПГ. Второй особенностью конвективного переноса является наличие протяженного горизонтального участка в горячей нитке, в результате чего горячая среда должна течь по верхней части нитки, а охлажденная – по нижней части. В результате такого противотока возникает тепловое и механическое взаимодействие прямого и обратного токов пара. Для описания этого течения возможности одномерных теплогидравлических моделей, используемых в интегральных кодах, недостаточны, и требуется использование многомерных CFD-моделей.

Впервые задача конвективного переноса тепла между а.з. и ПГ при заполненных гидрозатворах на холодных нитках во время ТА была поставлена и начала исследоваться в конце 1980-х годов в США усилиями национальных лабораторий, отрасли и надзорного органа. Эта задача входила в перечень задач безопасности, сформулированных по итогам аварии на АЭС ТМІ-2, и включала три области потенциальной конвекции: область над активной зоной, горячая нитка циркуляционной петли, проточная часть ПГ. При исследовании процессов конвекции в горячей нитке был использован системный подход [404], включавший:

– взаимосвязанные экспериментальную [398–400] и аналитическую части (расчёты по интегральным кодам SCDAP/RELAP5 [396] и MELCOR [401–403], по CFD коду [397]);

– валидацию одномерных математических моделей энергоблока и последующий перенос результатов на основные проекты PWR, эксплуатируемые в США [401];

– использование анализа неопределённости для учёта возможных отклонений модельных параметров от значений, определенных в экспериментах, и влияния нодализации;

– учёт результатов ВАБ и опытных данных о распределении в них трещин [405];

– определение наиболее опасного **представительного сценария ТА** с точки зрения байпассирования контейнмента и раннего большого выброса радиоактивности в окружающую среду;

– последовательное использование трёхмерных CFD кодов ANSYS/Fluent, предварительно валидированных на прототипных экспериментах [406], для линейки масштабов от входного коллектора ПГ [407] до полной задачи «сборная камера - горячая нитка – ПГ» [408], [409];

– использование CFD-моделирования в качестве инструмента масштабирования (от малого 1/7 масштаба экспериментального стенда к полному масштабу PWR);

– разработка перечня определяющих явлений и процессов [409] для детальной оценки возможностей усовершенствованного ТА кода SCDAP/RELAP5 и выполнения анализа неопределенности целевых рассчитываемых параметров

– независимые аналогичные исследования [410] со стороны отрасли (EPRI) с использованием отличных от NRC методик (TA код MAAP, учёт нюансов, не замеченных NRC);

– актуализация результатов исследований с учетом замены ПГ на АЭС США и обновленной статистики о распределении трещин в ТОТ ПГ, современных достижений в области численного моделирования теплогидравлики, гидродинамики, термомеханики, вероятностных анализов, развития ТА кодов – 2018 год [411];

– перенос апробированных методик на другие проекты PWR (Институт атомной энергии Кореи (KAERI) выполняет независимую валидацию CFD-кодов ANSYS Fluent [412] ANSYS CFX [413] для последующей настройки моделей интегрального кода MELCOR [414] применительно к РУ OPR-1000).

Столь масштабные и продолжительные исследования в США обусловлены особенностями проекта РУ PWR: для реакторных установок PWR конвекция в горячей
нитке и ПГ играет важную роль, поскольку парогенераторы PWR имеют вертикальную компоновку теплообменных труб, и перепад высот между а.з. и срединной линией ПГ достаточно большой. Для РУ ВВЭР, где используются горизонтальные парогенераторы, конвекция парогазовой смеси должна быть выражена слабее. Тем не менее, этот эффект для ВВЭР до сих пор не проверялся. Процесс смешанной конвекции в горячей нитке петли ГЦТ на РУ ВВЭР при ТА также может быть важным механизмом, определяющим температурный режим ТОТ и коллекторов ПГ и, в конечном итоге, их целостность и возможность байпассирования ГО радиоактивными веществами. Для определенности в качестве объекта исследования будем рассматривать РУ ВВЭР-ТОИ.

#### 7.3.1 Постановка задачи

Высокотемпературный разрыв теплообменных трубок ПГ ВВЭР в ходе ТА может произойти вследствие снижения прочностных свойств сплава X18H10T при сохранении большого перепада давления на стенках трубок. В качестве критерия потери прочности трубок ПГ будем рассматривать превышение эффективным напряжением в трубках предела прочности стали 08X18H10T, который принимается равным пределу текучести [ $\sigma_T$ ] при текущей температуре:

#### $\sigma_{\ni \Phi \Phi} \ge [\sigma_T]$

Таким образом, на данном этапе в качестве первого приближения вкладом высокотемпературной ползучести пренебрегается.

Механические свойства нержавеющей стали 08X18H10T в области высоких температур изучены плохо и известны только до 873 К, поэтому они были экстраполированы до 1089 К по данным для зарубежной стали-аналога AISI 321 в предположении, что при высоких температурах оба сплава ведут себя примерно одинаково (рисунок 7.70). Значение предела текучести при температуре 1366 К было определено по данным для временного сопротивления  $\sigma_{\rm B}$  в предположении, что при этой температуре  $\sigma_T \approx \sigma_B$ . На рисунке 7.70 и в таблицу 7.9 показана принятая в данной работе зависимость предела текучести от температуры.



Рисунок 7.70 - Сопоставление предела текучести и временного сопротивления сталей AISI 321 [415] и 08Х18Н10Т [416] в зависимости от температуры

Таблица 7.9 - Температурная зависимость предела текучести для сталей 08X18H10T, принятая в расчетах ТА

Т, К	293	323	373	423	473	523	573	623	673	723	773	823
σ <sub>T</sub> , MΠa	216	206	206	196	187	187	177	177	167	157	147	147
Т, К	873	977	1089	1366								
σ <sub>T</sub> , МПа	137	113	92	28								

Будем рассматривать сценарий аварии, в котором сохраняется максимальный перепад давления на стенке теплообменной трубки ПГ: давление первого контура ~17,6 МПа, давление под ГО и в ПГ по второму контуру ~0,1 МПа. Для этого первый контур должен сохранять плотность (с точностью до циклического срабатывания ИПУ КД), а второй контур должен быть полностью осушен.

Для анализа возможности разрушения теплообменных трубок при анализе безопасности в случае запроектных аварий использовались критерии [417], основанные на инженерной оценке механических напряжений, обусловленных положительным перепадом давления на стенке.

Для расчета напряжений под действием внутреннего давления использовались формулы Ламе для толстостенных цилиндров ((r<sub>out</sub>-r<sub>in</sub>)/r<sub>in</sub> ≥0,1). Температурные напряжения в трубках не учитывались. Также не учитывались возможные эксплуатационные дефекты, включая трещины. Для расчета эффективных напряжений использовался критерий Треска-Сен-Венана.

Для геометрии теплообменных труб ВВЭР и рассматриваемом перепаде давления на стенке  $\sigma_{3\phi\phi} \sim 106$  МПа. Из табл. 7.9 следует, что предел текучести, не превышающий эти напряжения, соответствует температуре ~1030 К. То есть, для разрыва трубки ПГ необходим ее разогрев свыше 1030 К.

Разогрев трубок ПГ до высоких температур возможен при выполнении двух условий: 1) сохранение достаточно интенсивной циркуляции перегретой парогазовой смеси по трубкам, и 2) существенное ухудшение теплоотвода ко второму контуру. Второе условие разогрева трубок реализуется в случае осушения ПГ и связано с упоминавшимся выше низким давлением во втором контуре. Реализация же первого условия возможна в двух вариантах.

Как показывают результаты численного моделирования, теплообменные трубки нагреваются достаточно интенсивно и могут быть разрушены примерно в одно время с горячими патрубками или соединительным трубопроводом, если в первом контуре сохраняется циркуляция перегретой парогазовой смеси по петлям ГЦТ. Это возможно при очищении гидрозатвора на одной из холодных ниток.

Однако нас интересует ситуация, когда такая циркуляция отсутствует, то есть, когда все гидрозатворы холодных ниток заполнены водой. В этом случае горячая среда из а.з. не может интенсивно циркулировать по петле через ПГ. С другой стороны, поскольку коллекторы и пакеты теплообменных труб ПГ характеризуются большой металлоемкостью, они длительное время служат эффективным стоком тепла. А поскольку ось ПГ находится выше верхнего края а.з., в горячей нитке между а.з. и ПГ возможно образование конвективной петли. Горячая среда поступает в ПГ по верхней части горячей нитки, а охлажденная в ПГ среда возвращается в реактор по нижней части горячей нитки.

Одномерные интегральные коды не позволяют рассчитать циркуляцию перегретой смеси между а.з. и ПГ, поэтому для проверки возможности и интенсивности такого механизма нагрева трубок ПГ требуется многомерное моделирование циркуляции в горячей нитке ГЦТ.

Таким образом, конечная цель исследования – проверить возможность прогрева ТОТ ПГ ВВЭР до температур, при которых возможно их массовое разрушение на стадии осушения а.з. в ходе ТА, при условии, что парогенераторы полностью осушены, гидрозатворы холодных ниток заполнены, а оператор не предпринимает действий по снижению давления в первом контуре.

Еще одним важным аспектом данной задачи является определение температуры парогазовой смеси вблизи горячего патрубка и в месте врезки соединительного трубопровода КД в горячую нитку. Это необходимо для последующей оценки возможности более раннего разрыва границ горячей нитки по сравнению с разрывом теплообменных труб ПГ. В случае, если разрыв в этих местах происходит раньше, чем разрыв труб ПГ, первый контур разгружается за счет истечения среды под защитную

оболочку, перепад давления на трубках ПГ падает, и они сохраняют целостность. Все продукты деления, таким образом, поступают под ГО, а не выходят в окружающую среду – во всяком случае, до разрушения самой ГО.

Можно выделить несколько аварийных сценариев, в которых реализуются описанные выше условия.

7.3.2 Сценарий развития ТА с потенциальной конвекцией перегретой среды в горячей нитке ГЦТ

Осушение ПГ (потеря котловой воды во втором контуре ПГ) при сохранении герметичности первого контура может произойти в результате следующих сценариев аварии:

– гильотинный разрыв главного парового коллектора (ГПК) при дополнительном отказе (незакрытии) всей отсечной арматуры на паропроводах свежего пара всех парогенераторов;

– полное обесточивание энергоблока с незакрытием всех БРУ-А.

В обоих сценариях предполагается, что действия оператора по снижению давления в первом контуре по какой-то причине не предпринимаются. В этом случае все ПГ достаточно быстро выкипают за счет теплового потока от первого контура, в котором после срабатывания АЗ и останова ГЦНА на некоторое время, до осушения ПГ, устанавливается естественная циркуляции теплоносителя по петлям ГЦТ.

После осушения ПГ теряется основной механизм отвода остаточного тепловыделения в топливе, теплоноситель нагревается и расширяется, давление в первом контуре возрастает до уставки открытия контрольного ИПУ КД. Дальнейший отвод энергии от первого контура происходит за счет периодического сброса теплоносителя из КД, что приводит к постепенному снижению уровня воды в а.з. и к началу разогрева твэлов. Давление в первом контуре остается высоким в пределах уставок открытия и закрытия ИПУ КД, а.з. разогревается до ~2800 К, все ПГ по второму контуру осушены. Поэтому попадание на вход в трубный пучок перегретой парогазовой смеси из а.з. может вызвать массовое разрушение теплообменных труб ПГ.

Сценарий аварии с неизолируемым гильотинным разрывом ГПК был впервые рассмотрен в [418] применительно к РУ ВВЭР-1200/В-491. В этой работе на основании результатов численного моделирования аварии при помощи интегрального кода СОКРАТ было показано очищение гидрозатвора на одной из петель, восстановление циркуляции по петле, разогрев и массовое разрушение ТОТ ПГ и, в результате, байпассирование ГО продуктами деления.

незакрытием Сценарий полного обесточивания энергоблока БРУ-А с рассматривается в рамках ВАБ-2 ВВЭР ТОИ и кратко описан в статье [419]. Несмотря на то, что в этом расчете, также выполненном при помощи СОКРАТ, гидрозатворы холодных ниток оставались заполнены водой, и поэтому происходил нагрев и разрыв соединительного трубопровода КД, альтернативный расчет с принудительным очищением гидрозатвора на одной из петель показал, что условия для разрыва ТОТ ПГ достигаются всего на 10 минут позже, чем условия для разрыва соединительного трубопровода. С учетом неизбежных неопределенностей расчета ТА и малой разницы во времени разрыва ТОТ ПГ и соединительного трубопровода относительно абсолютного времени их разрыва (3,5 ч) полностью исключать возможность более раннего разрыва ТОТ ПГ нельзя.

В обеих упомянутых работах разогрев и разрушение ТОТ ПГ были связаны с очищением гидрозатвора в холодной нитке ГЦТ. Но остается нерешенным вопрос о возможности разогрева и разрыва ТОТ ПГ без очищения гидрозатвора.

Расчетная зависимость расхода на входе в горячую нитку от времени на стадии разрушения а.з., полученная в результате моделирования ТА при помощи кода СОКРАТ, изображена на рисунке 7.71. Максимумы расхода соответствуют открытию ИПУ КД и, соответственно, снижению давления в первом контуре. На стадии открытых ИПУ КД

перегретый пар в ПГ не поступает, поскольку он направляется через соединительный трубопровод в КД и далее к ИПУ КД.



Рисунок 7.71 - Зависимость расхода на входе в горячую нитку от времени

После очередного закрытия ИПУ КД из-за возникшего разряжения в КД относительно давления в а.з. происходит "подсасывание" пара из а.з. в горячую нитку петли с КД. Как видно из результатов расчета, интервал времени между последовательным закрытием и открытием ИПУ КД составляет 300-400 с. Именно на этой стадии возможно образование конвективного переноса между а.з. и ПГ, приводящее к нагреву ТОТ ПГ. Поэтому в данной работе моделируется движение перегретого пара в горячей нитке в промежуток времени между закрытием ИПУ КД и его последующим открытием.

Учитывая, что толщина теплообменных трубок составляет всего 1,5 мм, а теплоотвод от них почти отсутствует, косвенным критерием разрушения трубок можно рассматривать температуру смеси, поступающей из горячего коллектора в трубки. Если ТОТ ПГ в расчете по CFD коду явно не моделируются, свидетельством возможности их нагрева до потери прочности является превышение предельной температуры среды в горячем коллекторе. Поступление среды из горячего коллектора в трубки может происходить в результате колебаний расхода пара, которые возникают в коллекторных системах, или в результате локальных конвективных потоков по трубкам (возможность таких потоков может быть проверена также при помощи CFD моделирования).

В данной работе для расчетов конвекции между а.з. и ПГ использованы два CFD кода: OpenFOAM и STAR CCM+. Граничные условия для задания в CFD расчетах были получены из расчетов TA при помощи интегрального кода COKPAT/B3.

## 7.3.3 Расчетное моделирование при помощи CFD-кодов

## 7.3.3.1 Расчетная модель для расчетов по коду Open FOAM

В качестве первой итерации был выполнен расчет конвекции в горячей нитке при помощи кода OpenFOAM с введением ряда упрощений. Цель расчета при помощи этой модели заключалась в проверке гипотезы об установлении устойчивой смешанной конвекции в горячей нитке, прилегающем соединительном трубопроводе и горячем коллекторе в течение периодов времени, когда клапан компенсатора давления закрыт, а гидрозатвор холодной нитки заполнен водой.

Геометрическая модель включает проточную часть горячей нитки ГЦТ, относящейся к петле с КД, и соединительного трубопровода КД (рисунок 7.72). Стенки трубопроводов не моделируются. На внешней поверхности модели трубопроводов были заданы адиабатические условия теплообмена. Корпус и гидравлический объем КД в модели также не учитываются и заменены граничным условием по давлению на срезе соединительного трубопровода. Гидравлическая часть соединительного трубопровода КД моделируется в явном виде, поскольку для оценки целостности соединительного трубопровода важно знать степень его разогрева в случае затекания в него парогазовой смеси.



Рисунок 7.72 - Моделируемая область с наложенной расчетной сеткой

Пакет теплообменных труб и холодный коллектор ПГ в данной модели явно не описываются. Проточная часть ПГ ограничена моделью горячего коллектора, которая упрощенно представлена вертикальным цилиндром с сечением, равным сечению горячей нитки. Граничные условия на входе в горячую нитку (температура, состав и расход среды) и на выходе из соединительного трубопровода (давление) определены по результатам численного моделирования аварии при помощи кода СОКРАТ и соответствуют состоянию РУ через несколько минут после начала интенсивного окисления а.з. На входе в горячую нитку задан поток перегретого пара с расходом 1 кг/с при температуре 1400 К. Начальная температура пара в расчетной области задана равной 630 К. На поверхности области коллектора задано условие постоянной температуры 630 К. Давление в системе составляет 17,6 МПа.

Для моделирования турбулентности используется модель k-Omega SST и нестационарный решатель для турбулентного течения сжимаемой жидкости BuoyantPimpleFoam, относящийся к классу решателей, моделирующих теплоперенос.

При построении расчётной сетки соблюдено ограничение на размер элементов в пристеночной области: y+ < 10 при заданном расходе 1кг/с. Из условия y+ < 10 получаем: в горячей нике  $y_{\rm rH} < 4.4 \cdot 10^{-3}$  м; в соединительном трубопроводе  $y_{\rm cT} < 10^{-3}$  м. Поэтому в построенной расчетной сетке расстояние от поверхности до первого расчетного узла составляет 1 мм.

Значения числа Рейнольдса в моделируемых трубопроводах составляют: в горячей нике  $\text{Re}_{\text{гн}} \approx 4.10^4$ ; в соединительном трубопроводе  $\text{Re}_{\text{ст}} \approx 8.8 \cdot 10^4$ .

В пристенной области использованы гексаэдрические элементы, в остальной области – призматические и тетраэдрические элементы. Отношение размеров соседних ячеек не превышает 1,5. Общее количество элементов в расчетной сетке составило 292170, из них число элементов-гексаэдров – 150930, элементов-призм – 127901, элементов-тетраэдров – 13339.

#### 3.2 Результаты расчетов по упрощенной модели при помощи кода Open FOAM

С использованием упрощенной модели при помощи ОреnFOAM был выполнен базовый расчет с расходом перегретого пара на входе в модель 1 кг/с и дополнительный расчет с увеличенным расходом 2 кг/с. В результате была получена квазистационарная картина конвективного течения в горячей нике и коллекторе ПГ, качественно соответствующая результатам для аналогичной области РУ PWR (рисунок 7.73). Согласно полученным результатам, перегретая среда из а.з. поступает в горячий коллектор ПГ по верхней части горячей нитки, частично охлаждается и по нижней части горячей нитки возвращается к выходному патрубку реактора, где подмешивается к поступающей перегретой среде. В окрестности соединительного трубопровода наблюдается перемешивание прямого и обратного токов среды.

Согласно результатам расчетов, квазистационарное поле скоростей и температур установилось через 300–450 с. На рисунке 7.74 показаны зависимости температуры среды от времени в точке, расположенной в центре горячего коллектора. В расчете с расходом подачи 1 кг/с стационарное значение температуры составило 929 К, а при расходе 2 кг/с температура выросла до 1010 К.





Рисунок 7.73 - Линии тока в стационарном режиме



Таким образом, предварительные расчеты при помощи OpenFOAM показали:

- в ТА с плотным первым контуром в горячей нитке петли с КД устанавливается циркуляция перегретого пара, способная переносить тепло из а.з. в ПГ;
- время установления квазистационарного состояния составляет 300-450 с и сопоставимо с интервалом времени, в течение которого ИПУ КД закрыт;
- температура среды внутри горячего коллектора (и потенциально на входе в ТОТ ПГ) достигает 930–1010 К, что при попадании среды в ТОТ ПГ может вызвать их разрыв и байпассирование ГО.

Для уточнения полученных результатов на следующем этапе работ были выполнены расчеты по коду STAR CCM+ с использованием более подробной расчетной модели.

## 7.3.3.2 Расчетная модель для расчетов по коду STAR CCM+

С целью проверки и уточнения полученных результатов была разработана модель исследуемой области для кода STAR CCM+ (рисунок 7.75). По сравнению с моделью для OpenFOAM в расчетной области для STAR CCM+ были учтены проектная геометрия проточной части горячего коллектора ПГ и металл трубопроводов и коллекторов.



Твердые стенки Проточная часть Рисунок 7.75 - Расчетная сетка области для кода STAR CCM+

Для корректного моделирования пограничных слоев со стороны газообразной среды, а также разогрева поверхностных слоев металла при нестационарном процессе в расчетной сетке предусмотрено сгущение по направлению к границе раздела между жидкостью и стенкой. Расчетная сетка состоит из 1 128 064 гексаэдрических ячеек. Из них 751 576 приходится на проточную часть, а 376 488 – на твердые тела.

Как и в расчете по OpenFOAM, в качестве граничных условий на входе в горячую нитку задан расход перегретого пара 1 кг/с с температурой 1400 К. На наружных стенках заданы адиабатические условия теплообмена. Давление на срезе соединительного трубопровода составляет 17,6 МПа. В начальный момент времени среда в системе неподвижна и имеет температуру 630 К. Начальная температура трубопроводов также задана равной 630 К.

Свойства перегретого пара получены из базы данных NIST для диапазона температур 630...2000 К. Принято, что плотность, вязкость, теплопроводность и теплоемкость переретого пара зависят от температуры и не зависят от давления.

Свойства металла трубопроводов и коллекторов приняты постоянными и не зависящими от температуры.

В разработанной модели течение сжимаемого газа описывается уравнениями движения (уравнения Навье-Стокса, осредненные по Рейнольдсу), уравнением неразрывности и уравнением энергии. Используется kw-SST модель турбулентности. Для металла коллекторов решается уравнение теплопроводности.

С использованием модели был выполнен нестационарный расчет в течение 2500 с реального времени с шагом 0,05 с.

7.3.3.3 Результаты расчетов по коду STAR CCM+

На рисунке 7.76 показано распределение температуры в сечении расчетной области по состоянию на 2500 с. Как видно из рисунке 7.77, картина течения качественно подобна результатам, полученным по коду OpenFOAM.



Рисунок 7.76 - Температура в сечении расчетной области (2500 с расчета)

На рисунке 7.76 обозначены две линии "а" и "б", соответственно вблизи горячего патрубка и в центре коллектора. Вдоль этих линий на рисунках 7.78 и 7.79 показано распределение температуры. Из этих результатов следует, что максимальная установившаяся температура пара в центре коллектора в пристенной области составляет 920-940 К, а максимальная температура пара по всей этой области не превышает 980 К. В основном этот результат подтверждает результаты, полученные по OpenFOAM.



Рисунок 7.77 - Линии тока и вектора скорости (2500 с расчета)



Рисунок 7.78 - Профиль температуры вдоль линии "а" (2500 с расчета)



Рисунок 7.79 - Профиль температуры вдоль линии "б" (2500 с расчета)

Однако следует учесть, что время установления стационарного состояния в расчетах по STAR CCM+ (2500 с) оказанось много больше, чем в расчетах по OpenFOAM (300-450 с). Это объясняется учетом теплообмена с металлом трубопроводов. На рисунке 7.80 изображены зависимости от времени для температуры пара в точке, расположенной в центре коллектора ПГ, полученные при различных допущениях. Расчет, воспроизводящий условия в расчете OpenFOAM (неучет теплообмена с трубопроводами и допущение идеального газа), достаточно близко описывает результаты, полученные при помощи OpenFOAM. Однако внедрение в модель свойств пара из базы данных NIST и учет металла трубопроводов существенно увеличивает время выхода на стационар. На первых 200 с расчета основной вклад в замедление скорости разогрева среды в центре коллектора вносит использование реальных свойств пара, а теплообмен с металлом начинает сказываться позже.

Зависимость средней температуры металла коллектора ПГ от времени показана на рисунке 7.81. Видно, что прогрев стенки коллектора ПГ происходит очень медленно.

Таким образом, в результате проведенных расчетов показано, что с учетом времени между закрытием и открытием ИПУ КД (300–400 с) описание перегретого пара как идеального газа в данной задаче недопустимо, а учет теплообмена со стенками снижает максимальную температуру пара в горячем коллекторе на 50–100 К. На фазе закрытого ИПУ КД стационарная конвекция между а.з. и горячим коллектором установиться не успевает, а максимальная температура пара в центре коллектора с учётом осцилляций не превышает 1000 К (рисунок 7.82).



Рисунок 7.80 - Изменение температуры пара в центре коллектора ПГ в расчете по STAR CCM+ (зеленая линия – расчеты по OpenFoam, красная линия – расчеты по STAR CCM+ в допущении идеального газа, синяя линия – расчеты по STAR CCM+ с использованием свойств NIST, черная линия – с использованием свойств NIST и с учетом металла коллекторов)



Рисунок 7.81 - Изменение температуры пара в центре коллектора ПГ и температуры металла коллектора ПГ в расчете по STAR CCM+ (синяя линия – температура пара, свойства NIST; черная линия – температура пара, свойства NIST с учетом металла коллекторов; пунктирная линия – температура металла коллектора)





## 7.3.4 Выводы

В ходе развития тяжелых аварий с плотным первым контуром и осушенными парогенераторами может произойти массовый высокотемпературный разрыв теплообменных труб ПГ. Образующаяся течь из первого контура во второй контур приводит к байпассированию гермооболочки реакторной установки радиоактивными веществами и формированию раннего радиоактивного выброса в окружающую среду через паросбросные устройства. Одним из механизмов, определяющих разогрев теплообменных труб ПГ до температур, при которых материал труб катастрофически теряет прочность, является конвективный перенос тепла из а.з. в ПГ.

В случае заполненных гидрозатворов на холодных нитках ГЦТ конвекция парогазовой смеси по петле невозможна, но возможно образование конвекции по горячей нитке между сборной камерой реактора и коллекторами ПГ. Для ВВЭР это предположение ранее численно не проверялось.

Для оценки возможности и времени установления конвекции между а.з. и ПГ в горячей нитке РУ ВВЭР выполнена серия расчетов при помощи интегрального ТА кода СОКРАТ/ВЗ и многомерных СFD кодов. Результаты расчетов показали, что время установления квазистационарной циркуляции перегретого пара в горячей нитке (2500 с) значительно превышает интервал времени между закрытием и открытием ИПУ КД (300-450 с). То есть, стационарная конвекция горячей среды из а.з. не успевает установиться на фазе закрытых ИПУ КД и разрушается после очередного открытия ИПУ КД. Открытие ИПУ КД и сброс среды из первого контура приводит к поступлению в трубки ПГ холодного насыщенного пара из гидрозатворов холодных ниток. Тем не менее, на фазе закрытых ИПУ КД наблюдается выраженный конвективный перенос тепла из реактора в

горячий коллектор, который приводит к повышению температуры в центре коллектора с 630 К до максимального значения 830 К.

В предположении, что разрыв теплообменных труб ПГ происходит в результате превышения предела текучести стали 08Х18Н10Т показано, что даже в случае мгновенного разогрева теплообменных трубок ПГ до максимальной температуры перегретого пара в горячем коллекторе (830 К) условие разрыва трубок не достигается.

Таким образом, выполненные расчетные исследования показали недостаточную интенсивность конвективного переноса тепла из а.з. в ПГ при заполненных гидрозатворах холодных ниток и, следовательно, отсутствие риска разрыва теплообменных труб ПГ и байпассирования защитной оболочки РУ радиоактивными веществами.

# ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертации представлены результаты комплекса работ по разработке методического подхода к созданию физико-математической модели энергоблока АЭС на примере ВВЭР, предназначенной для реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков АЭС при тяжёлых авариях, включая определение исходных данных для расчёта водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению тяжёлой аварией и функционирования оборудования и систем безопасности при тяжёлых авариях. Разработанный методический подход обобщает многолетний опыт автора по расчётному сопровождению анализа безопасности АЭС с ВВЭР, включая исследование процессов и явлений при ТА, создание физических моделей, их интегрирование в единую программу для ЭВМ (интегральный код), валидацию, аттестацию и практическое использование, а также методическое сопровождение применения интегральных кодов в проектно-конструкторских организациях ГК «Росатом».

– В результате выполненной работы решены следующие задачи, в совокупности способствующие решению важной научно-технической проблемы обоснования безопасности АЭС с ВВЭР при тяжёлых авариях, обеспечения сохранения и преемственности знаний о расчётном анализе тяжёлых аварий на энергоблоках ВВЭР:

– с учётом конструктивных особенностей ВВЭР и современных знаний о представительных сценариях тяжёлых аварий на ВВЭР выполнен комплексный феноменологический анализ тяжёлых аварий и выделены определяющие процессы и явления, а также оценена степень их изученности;

– разработана методика валидации интегрального кода для анализа тяжёлых аварий;

– разработаны, аттестованы в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора и внедрены в эксплуатацию в ИБРАЭ РАН и отраслевых организациях две версии интегрального кода для расчёта тяжёлых аварий СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;

 – разработана методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с версиями интегрального тяжелоаварийного кода СОКРАТ В1/В2 и СОКРАТ/В3;

– с использованием разработанного методического подхода созданы и внедрены в практику обоснования безопасности физико-математические модели энергоблоков ВВЭР;

– сформулированы цели, задачи, проблемы и роль анализа неопределённости при использовании физико-математических моделей для расчётов ТА на ВВЭР;

– выполнена апробация методического подхода на примере численного моделирования тяжёлой аварии на АЭС Фукусима-1 и в анализе безопасности ВВЭР;

 продемонстрирована возможность ложных показаний уровнемеров ПГ ВВЭР-1000 в условиях тяжёлых аварий, а также важность учёта этого эффекта в рамках симптомно-ориентированного подхода;

– показана роль конвективного переноса тепла между активной зоной и ПГ при тяжёлых авариях с плотным первым контуром при оценках байпассирования гермооболочки и формирования раннего радиоактивного выброса.

# СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1 Transient and accident analysis methods, Regulatory Guide 1.203, U.S. NRC, 2005.

2 Киселёв, Аркадий Евгеньевич. Моделирование внутрикорпусной стадии запроектной аварии и создание программного комплекса для анализа безопасности водо-водяных энергетических реакторов: дис. доктора технических наук: 05.14.03 / [Место защиты: Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН] - Москва, 2004.

3 НП-001-15 «Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», 2015.

4 Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07, ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, 2007.

5 Hee M. Chung, Fuel Behavior Under Loss-Of-Coolant Accident Situations, Nuclear Engineering and Technology, Vol.37 No.4, August 2005.

6 Fred C. Finlayson, Assessment of emergency core cooling system effectiveness for light water nuclear power reactors, EQL report no. 9, Environmental Quality Laboratory California Institute of Technology, 1975.

7 Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, Safety standards series No. NS-R-1. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2000.

8 Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide SSG-2. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2009.

9 Mitigation of Hydrogen Hazards In Severe Accidents in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1661. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2011.

10 Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev.1). — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2016.

11 Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety standards series No SSG-2 (Rev. 1), International Atomic Energy Agency, Vienna, 2019.

12 Technical safety assessment guide. Deterministic severe accidents analysis, ETSON/2013-003 January 2013.

13 F. D'Auria, W. Giannotti, and M. Cherubini, Integrated Approach for Actual Safety Analysis, Nuclear Power - Operation, Safety and Environment. InTech, 2011.

14 J-P Van Dorsselaere, J.S. Lamy, A. Schumm, J. Birchley. Integral Codes for Severe Accident Analyse, Nuclear Safety in Light Water Reactors, 2012, P.625-656.

15 РБ-152-18 «Комментарии к федеральным нормам и правилам «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15)» Москва, 2018.

16 Стрижов, Валерий Федорович, Моделирование теплофизических явлений на поздней стадии тяжелых аварий на АЭС: дис. доктора физико-математических наук: 01.04.14. - Москва, 2000.

17 M.S. Veshchunov, Development of the theory of fission gas bubble evolution in irradiated UO2 fuel. - Moscow Nuclear safety inst., 1998. - 15 с.: ил.; 29 см. - (Preprint / Russ. acad. of sciences. Nuclear safety inst.; IBRAE-98-11).

18 M.S. Veshchunov, A.V. Berdyshev, V.I. Tarasov. Development of fission gas bubble models for UO2 fuel in framework of MFPR code. - Moscow Nuclear safety inst., 2000. - 36 с.: ил.; - (Preprint / Russ. acad. of sciences. Nuclear safety inst.; IBRAE-2000-08).

19 Болдырев, Андрей Викторович. Моделирование высокотемпературного деформирования и разрушения окисленных защитных оболочек твэлов в условиях запроектной аварии: диссертация кандидата физико-математических наук: 05.13.18. - Москва, 2005. - 145 с: ил.

20 Шестак, Валерий Евгеньевич. Моделирование процессов окисления материалов активной зоны водо-водяных реакторов в условиях тяжёлых аварий на АЭС : диссертация кандидата физико-математических наук : 01.04.14 / Шестак Валерий Евгеньевич; [Место защиты: Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН]. - Москва, 2009. - 111 с: ил.

21 V.D. Ozrin, V.E. Shestak, V.I. Tarasov, M.S. Veshchunov, Modeling of fission gas release during high-temperature annealing of irradiated UO2 fuel - Moscow: Nuclear safety inst., 2002. - 34 с.: ил., табл.; 30 см. - (Preprint / Russ. acad. of sciences. Nuclear safety inst.; IBRAE-2002-19).

22 Филиппов, Александр Сергеевич. Разработка, верификация, применение программных средств расчётного анализа поздней стадии тяжёлой аварии на АЭС с ВВЭР: диссертация ... доктора технических наук: 05.14.03 / Филиппов Александр Сергеевич; [Место защиты: Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН]. - Москва, 2013. - 464 с: ил.

23 Филиппов, Михаил Федорович. Разработка метода расчета массопереноса радионуклидов в натриевых контурах с учетом процессов осаждения, повторного взвешивания и межфазного переноса: диссертация ... кандидата технических наук : 05.14.03 / Филиппов Михаил Федорович; [Место защиты: Нац. исслед. ядерный ун-т]. - Москва, 2017. - 122 с.: ил.

24 Мосунова, Настасья Александровна. Развитие научно-методических основ и разработка интегрального программного комплекса для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями: диссертация доктора технических наук : 05.14.03 / Мосунова Настасья Александровна; [Место защиты: Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН]. - Москва, 2018. - 333 с.: ил.

25 «Методика разработки перечней запроектных аварий (1-я редакция)». Отчет НТЦ ЯРБ, Инв. № 120-19/361, 1998.

26 «Общие требования и требования к ядерному острову. Требования по безопасности», серия «Требования европейских эксплуатирующих организаций к АЭС с легководными реакторами» (EUR), Версия Е, т. 2, декабрь 2016 г.

27 P. Vokáč, Recent VVER-440 severe accident analyses with MELCOR 1.8.6, 2nd EMUG, Praha SÚJB, 1st March 2010.

28 <u>https://www.rosatom.rts-tender.ru/market/vypolnenie-rabot-po-analizu-zaproektnykh-tiazhelykh-avarii-v-chasti/tender-2882553/</u>

29 «Совершенствование оборудования РУ и систем безопасности». Обоснование исходных данных для проектирования систем водородной безопасности АЭС с ВВЭР-1000», отчёт о НИР Инв. № 1570-2006/4.1.1.1.1.4/19095-2, АНО ЦАБ ИБРАЭ РАН, 2007 г.

30 «Анализ применимости результатов проектов ERCOSAM-SAMARA к задачам водородной взрывобезопасности на АЭС с реакторами водо-водяного типа». Отчет №Н.4б.43.9Б.14.1038, ИБРАЭ, Москва, 2014.

31 «Выполнение НИОКР по исследованию влияния технических средств в защитной оболочке энергоблока, используемых для управления тяжелыми авариями на АЭС, на формирование локальных областей с высокой концентрацией водорода. расчетная оценка качества доступных первичных зарубежных экспериментальных данных по исследованию влияния рекомбинаторов водорода», Отчет Инв. № 4982-32/1331-Д-1, ИБРАЭ, Москва 2018.

32 Hunt G.R., Kaye N.J. Virtual origin correction for lazy turbulent plumes. Journal of Fluid Mechanics 435, 377-396, 2001.

33 CSNI Thermal-Hydraulic Validation Matrix for VVER LOCA and Transients. Report by the OECD Support Group on the VVER Thermal-Hydraulic code Validation Matrix», OECD, 1998.

34 N. Aksan, Overview on CSNI Separate Effects Test Facility Matrices for Validation of Best Estimate Thermal-Hydraulic Computer Codes, THICKET 2008 – Seminar on the transfer of competence, knowledge and experience gained through CSNI activities in the field of thermal-hydraulics, Session III – Paper 03, University of Pisa, Italy, 5-9 May 2008.

35 Tóth I. The VVER Code Validation Matrix and VVER Specificities, THICKET 2008 – Seminar on the transfer of competence, knowledge and experience gained through CSNI

activities in the field of thermal-hydraulics, Session III – Paper 05, University of Pisa, Italy, 5-9 May 2008.

36 C. Grandjean, «A state-of-the-art review of past programs devoted to fuel behavior under LOCA conditions», Report SEMCA-2005-313, IRSN, 2005.

37 К.С. Долганов, А.Е. Тарасов, А.В. Капустин, Д.Ю. Томащик, Расчетное исследование раздутия и разрыва оболочек твэлов ВВЭР и PWR в экспериментах с различными условиями нагружения, Известия РАН. Энергетика, 2023, № 3, стр. 57-78.

38 М.А. Быков, К.С. Долганов, Киселев А.Е. и др., Исследование термомеханического поведения оболочек твэлов ВВЭР с помощью кода СОКРАТ/В1 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2019. – № 2. – С. 91-99.

39 Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants NUREG-75/014 (WASH-1400) Appendices VII – X, US NRC, 1975

40 E. González-Robles et al., Determination of fission gas release of spent nuclear fuel in puncturing test and in leaching experiments under anoxic conditions, In Journal of Nuclear Materials, Volume 479, 2016, Pages 67-75.

41 Fuel Modelling in Accident Conditions (FUMAC). Final Report of a Coordinated Research Project, IAEA-TECDOC-1889, Vienna, 2019.

42 M. Steinbrück, Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures, J. Nucl. Mat. 392, 531-544, 2009.

43 M. Steinbrueck, F.O. da Silva, M. Grosse, Oxidation of Zircaloy-4 in steam-nitrogen mixtures at 600–1200 °C, Journal of Nuclear Materials, Volume 490, 2017, P. 226-237.

44 J. Stuckert, Z. Hózer, A. Kiselev, M. Steinbrück, Cladding oxidation during air ingress. Part I: Experiments on air ingress, The 7th European Review Meeting on Severe Accident

Research (ERMSAR-2015) Marseille, France, 24-26 March 2015.

45 Hagen et al., Behavior of a VVER-1000 Fuel Element with Boron Carbide/Steel Absorber Tested under Severe Fuel Damage Conditions in the CORA Facility (Results of Experiment CORA-W2, KfK 5363, Karlsruhe, 1994.

46 P. Hofmann, S.J.L. Hagen, G. Schanz, and A. Skokan (1989) Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures, Nuclear Technology, 87:1, P.327-333.

47 Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A. et al. Prospects for Using Chromium-Nickel Alloy 42KhNM in Different Types of Reactors. Atomic Energy, Vol. 130, №1, 2021.

48 Chalupova A., Steinbruck M., Grosse M., Krejci J., Sevecek M., High-Temperature Oxidation of Chrome-Nickel Alloy. Acta Polytechnica CTU Proceedings 28:8–14, 2020.

49 P. Hofmann, M. Markiewicz, J. Spino, Reaction Behaviour of B4C Absorber Material with Stainless Steel and Zircaloy in Severe LWR Accidents, KfK 4598, Karlsruhe, Germany, 1989.

50 E.L. Tolman, P. Kuan, and J.M. Broughton, TMI-2 accident scenario update, Nuclear Engineering and Design 108 (1988), P.45-54.

51 OECD/SERENA Project Report. Summary and Conclusions, NEA/CSNI/R(2014)15, 2014.

52 W. Klein-Heßling et al., Conclusions on severe accident research priorities, Annals of Nuclear Energy, Volume 74, December 2014, Pages 4-11.

53 K.S. Dolganov, V.N. Semenov, A.Y. Kiselev, et al., Evaluation of loads on the main joint of reactor pressure vessel under hypothetical severe accident at VVER-1200 NPP // Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Vol. 353. – P. 110222.

54 В.В. Астахов, Н.В. Букин, Д.Л. Гаспаров и др., Методика расчётной оценки нагружения корпуса реактора ВВЭР 1200 при внутрикорпусных паровых взрывах // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2018. – № 5. – С. 42-58.

55 D.H. Cho, D.R. Armstrong, W.H. Gunther, Experiments on Interactions Between Zirconium-Containing Melt and Water, NUREG/CR-5372, Argonne, 1998.

56 В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, С.Е. Якуш, Гидродинамика и теплофизика паровых взрывов, Москва: ИПМех РАН, 2020.

57 Rempe, J.L. et al., 1993, Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis, Technical Report, NUREG/CR-5642 EGG-2618, October 1993.

58 M. Saito et al., Melting Attack of Solid Plates by a High Temperature Liquid Jet – Effect of Crust Formation, Nuclear Engineering and Design, 121 (1990), P. 11–23.

59 Yan Xiang, et al., An experimental investigation on debris bed formation from fuel coolant interactions of metallic and oxidic melts, Applied Thermal Engineering 233 (2023) 121186.

60 Zheng Huang, Numerical Investigations on Debris Bed Coolability and Mitigation Measures in Nordic Boiling Water Reactors, PhD thesis, KTH Royal Institute of Technology, 2019.

61 M. Rashid, R. Kulenovic, E. Laurien, Experimental results on the coolability of a debris bed with down comer configurations, Nuclear Engineering and Design 249 (2012), 104–110.

62 G. Repetto, N. Chikhi, F. Fichot, Main outcomes on debris bed cooling from PRELUDE experiments, 6th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2013) Avignon (France), October 02-04, 2013.

63 J. Kokalj, et al., Modelling of debris bed reflooding in PEARL Experimental facility with MC3D code, Nuclear Engineering and Design, 2018, 330, pp.450-462.

64 Seyed Mohsen Hoseyni et al., Melt infiltration through porous debris at temperatures above Solidification: Validation of analytical model, Annals of Nuclear Energy 161 (2021) 108435.

65 Yan Xiang, et al., Pre-test simulation and a scoping test for dryout and remelting phenomena of an in-vessel debris bed, Nuclear Engineering and Design 403 (2023) 112143.

66 K. Atkhen, G. Berthoud, SILFIDE experiment: Coolability in a volumetrically heated debris bed, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 2126–2134.

67 E. Takasuo, T. Kinnunen, S. Holmström, T. Lehtikuusi, COOLOCE debris bed experiments and simulations investigating the coolability of cylindrical beds with different materials and flow modes, Report VTT-R-04306-13, VTT, Finland, July 2013.

68 S. Thakre, W. Ma, An experimental study on the coolability of stratified debris beds, Proc. of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14142.

69 Расплав. Удержание расплавленных материалов активной зоны водоохлаждаемых реакторов [проекты Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (OECD NEA) RASPLAV и MASCA (1994 – 2006)] / Под ред. В.Г. Асмолова, А.Ю. Румянцева, В.Ф. Стрижова. – М.: Концерн Росэнергоатом, 2018. – 576 с.

70 Bechta S.V., Granovsky V.S., Khabensky V.B. et al. Corium phase equilibria based on MASCA, METCOR and CORPHAD results. Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 2761–2771.

71 F. Fichot, B. Michel, L. Carénini, V. Almjashev, Final report on stratified corium pool behaviour – CORDEB-2 tests, EU, 2019.

72 A. Pivano, et al., Experiments on interactions of molten steel with suboxidized corium crust for in-vessel melt retention, Nuclear Engineering and Design, Volume 355, 2019, 110271.

73 J.M. Seiler, et al., Consequences of material effects on in-vessel retention, Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 1752–1758.

74 Assessment of reactor vessel integrity (ARVI), FIKS-CT-1999-00011, 1999.

75 Лопух Д.Б. и др., Экспериментальное исследование процессов, возникающих при подаче воды на расплав стали, Теплоэнергетика, № 9, 2001, С. 25–31.

76 Экспериментальное исследование процессов при подаче воды на расплав стали. Отчет о НИР № LYG-X-PD86-29-52180000-TR-0013-R, СПбАЭП, Санкт-Петербург, 2002.

77 Экспериментальное исследование процессов при подаче воды на расплав стали. Отчет о НИР № LYG-X-PD86-29-52190000-TR-0014-R, СПбАЭП, Санкт-Петербург, 2002.

78 Бешта, Севостьян Викторович, Высокотемпературные процессы с расплавами кориума в проблеме безопасности АЭС с ВВЭР, 2004.

79 Akers, D.C., et al., 1989. Three Mile Island Unit 2 fission product inventory estimates. Nucl. Tech. 87, 205–213.

80 Kolev N.I. Multiphase Flow Dynamics 4. Nuclear Thermal Hydraulics. Springer, 2006.

81 J.I. Yun, K.Y. Suh, C.S. Kang, Characteristics of Fission Product Release From a Molten Pool, 9th International Conference on Nuclear Engineering; Nice, Acropolis (France); 8-12 Apr 2001.

82 J.I. Yun, K.Y. Suh, C.S. Kang, Heat and fission product transport in molten core material pool with crust, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 2171–2181.

83 Ruthenium oxidation in high temperature air and release of gaseous ruthenium oxides, KFKI 3/2008, Budapest, 2006.

84 Диаграммы состояния двойных металлических систем: Справочник: В 3 т.: Т. 3. Кн. I / Под общ. ред. Н.П. Лякишева. - М.: Машиностроение, 2001. - 872 с.

85 РД ЭО 0606-2005 «Методика расчёта на сопротивление хрупкому разрушению корпусов реакторов АЭС с ВВЭР при эксплуатации (МРКР-СХР-2004)», Концерн «Росэнергоатом», Москва, 2005 г.

86 B.R. Sehgal et al., Assessment of reactor vessel integrity (ARVI), Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 213–232.

87 Rempe, J.L. et al., 1993, Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis, Technical Report, NUREG/CR-5642 EGG-2618, October 1993.

88 Chu T. et al. Experiments and modeling of Creep Behavior of Reactor Pressure Vessel Lower Head Failure. Proc. of OECD Workshop on In Vessel Debris Retention and Coolability, March 1998.

89 OECD Lower Head Failure Project Final Report (Volume 1 – Integral Experiments and Material Characterization), CSNI-R2002-27, 2002.

90 J. Mao, et al., Experimental investigation on creep behaviors and life prediction across phase-transformation of thermal aged 16MND5 steel, International Journal of Pressure Vessels and Piping, Volume 206, 2023.

91 J. Zhu, et al., Experimental and numerical study on multiaxial creep behavior of 16MND5 steel at 700°C, Journal of Nuclear Materials, Volume 558, 2022.

92 H-G.Willschütz, E.Altstadt, Generation of a High Temperature Material Data Base and its Application to Creep Tests withFrench or German RPV-steel, FZR-353, August 2002.

93 Марочник сталей и сплавов, под ред. А.С. Зубченко, - М.: Машиностроение, 2001, 672 с.

94 Лихачев Ю.И., Ершов Э.А., Королев В.Н., Троянов В.М. Расчетноэкспериментальные исследования термомеханических процессов корпуса реактора.- В сб.: Проблема удержания расплава активной зоны в корпусе реактора. Обнинск, 1994, с. 118-177.

95 Локтионов В.Д., Соснин О.В., Любашевская И.В., Прочностные свойства и особенности деформационного поведения стали 15Х2НМФА–А в температурном диапазоне 20–1100 С // Атомная энергия, 2005, Т. 99, вып. 3, С.229–232.

96 Определение кратковременных механических свойств и параметров ползучести сплава 15Х2НМФА при температурах 800-1300°С, Отчет о НИР, МЭИ, Москва, 2003.

97 S.V. Bechta, V.B. Khabensky, S.A Vitol, et al., Experimental studies of oxidic molten corium–vessel steel interaction, Nuclear Engineering and Design, Volume 210, Issues 1–3, December 2001, P.193-224.

98 Гусаров В.В. и др. Физико-химическое моделирование горения материалов с суммарным эндотермическим эффектом, Физика и химия стекла, Том 33, № 5, 2007

99 V.S. Granovsky et al., Oxidation effect on steel corrosion and thermal loads during corium melt in-vessel retention, Nuclear Engineering and Design, 278 (2014), 310-316.

100 S.V. Bechta et al., Corrosion of vessel steel during its interaction with molten corium. Part 2: Model development, Nuclear Engineering and Design, 236 (2006), 1810–1829. 101 S.V. Bechta et al., Corrosion of vessel steel during its interaction with molten corium. Part 1: Experimental, Nuclear Engineering and Design, 236 (2006), 1810–1829.

102 S.V Bechta et al., Experimental Study of Interactions Between Suboxidized Corium and Reactor Vessel Steel, ICAPP'06, Reno, NV USA, 2006.

103 S.V. Bechta et al., VVER vessel steel corrosion at interaction with molten corium in oxidizing atmosphere, Nuclear Engineering and Design, 239 (2009), 1103–1112.

104 Бернст Р. и др. Технология термической обработки стали. - М.: Металлургия, 1981. - 608 с.

105 Вербицкий Юрий Григорьевич, Моделирование теплогидравлических процесов в элементах оборудования реакторных установок при низких параметрах теплоносителя, дисс. к.т.н., 2011 г.

106 M. Kubic et al., Analysis of RESCUE external reactor cooling experiments using RELAP5 Mod3.3 and ASTEC v2.0 codes, ICONE 21, Chengdu, China, 2013.

107 D. Guenadou, E. Verloo, Presentation of the RESCUE facilities for in Vessel Corium Retention Studies: Toolbox for Improving the Modeling, 21<sup>st</sup> Int. Conf. Nucl. En. for New Europe, Ljubljana, 2012.

108 Gy. Ezsol, et al., Research Results in Support of In-vessel Corium Retention Program in the Paks Nuclear Power Plant, 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012) Cologne (Germany), March 21-23, 2012.

109 L. Tarczal, G. Lajtha, CERES experiments calculation with the ASTEC code, 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012) Cologne (Germany), March 21-23, 2012.

110 T.Y. Chu, et al., Ex-vessel boiling experiments: laboratory- and reactor-scale testing of the flooded cavity concept for in-vessel core retention. Part I: Observation of quenching of downward-facing surfaces, Nuclear Engineering and Design 169 (1997) 77-88.

111 T.Y. Chu, et al., Ex-vessel boiling experiments: laboratory- and reactor-scale testing of the flooded cavity concept for in-vessel core retention. Part II: Reactor-scale boiling experiments of the flooded cavity concept for in-vessel core retention, Nuclear Engineering and Design 169 (1997) 89-99.

112 Hae Min Park, Yong Hoon Jeong, Sun Heo, The effect of the geometric scale on the critical heat flux for the top of the reactor vessel lower head, Nuclear Engineering and Design 258 (2013) 176–183.

113 Jeong, Y.H., Chang, S.H., Baek, W.P., 2005. Critical heat flux experiments on the reactor vessel wall using 2-D slice test section. Nucl. Technol. 152, 162–169.

114 F.B.Cheung et al., Critical Heat Flux for Downward-Facing Boiling on a Coated Hemispherical Vessel Surrounded by an Insulation Structure, ICAPP-2005, 2005, paper 5321.

115 Sang W. Noh, Kune Y. Suh, Critical heat flux for APR1400 lower head vessel during a severe accident, Nuclear Engineering and Design 258 (2013) 116–129

116 Ha K.S. et al., A study on the two-phase natural circulation flow through the annular gap between a reactor vessel and insulation system. Int. Comm. Heat Mass Transfer 31, P.43–52.

117 Kwang Soon Ha et al. Evaluations of two-phase natural circulation flow induced in the reactor vessel annular gap under ERVC conditions, Nuclear Engineering and Design 253 (2012) 114–124.

118 R.J. Park, Two-phase natural circulation flow of air and water in a reactor cavity model under an external vessel cooling during a severe accident, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 2424–2430.

119 И. Ждарек «Стратегия внутрикорпусного удержания расплава для минимизации последствий тяжелых аварий на АЭС с реакторами ВВЭР 1000/320», 8-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 28–31 мая 2013 г.

120 J. Zdarek, «The In Vessel Retention Strategy to Mitigate the Severe Accidents for the VVER 1000/320 Type NPPs», ASME 2013 Pressure Vessels and Piping Conference, Paris, France, July 14–18, 2013.

121 J. Zdarek «In Vessel Retention Strategy VVER 1000/320», VVER 2013 Conference, VVER-2013: Experience and Perspectives after Fukushima, 11–13 November 2013 Prague, Czech Republic.

122 Florian Fichot, Laure Carénini, In-Vessel Melt Retention Severe Accident Management Strategy for Existing and Future NPPs. D1.6: Final Project report, EU, 2019.

123 Филиппов А.С., Дробышевский Н.И., Киселёв А.Е., Стрижов В.Ф., Расчёт термодеформирования корпуса реактора с расплавом с помощью кода HEFEST-M. Известия РАН, Энергетика, 6, 2010, С. 92-104.

124 Lee U. et al., Three dimensional analysis of the steam-hydrogen distribution from a hypothetical small break severe loss of coolant accident in a VVER-1000 type reactor containment using GASFLOW II, NURETH-10, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.

125 B.W. Marshall, Hydrogen: Air: Steam Flammability Limits and Combustion Characteristics in the FITS Vessel, NUREG/CR-3468, SAND 84-0383, 1986.

126 R.K. Kumar, Flammability limits of hydrogen–oxygen–diluent mixtures. J. Fire Sci. 3 (4), 1985, 245–262.

127 Shapiro Z.M., Moffette T.R., Hydrogen Flammability Data and Application to PWR Loss-of-Coolant Accident, WARD-SC-545, Westinghous Electric Corporation, 1957.

128 Cheikhravat H. et al., Effects of water sprays on flame propagation in hydrogen/air/steam mixtures, Proceedings of the Combustion Institute 35 (2015), pp. 2715–2722.

129 State-of-the-Art Report On Flame Acceleration And Deflagration-to-Detonation Transition In Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2000)7, August 2000.

130 Karim, G.A., Wierzba, I., and S. Boon, 1985, "Some Considerations of the Lean Flammability Limits of Mixtures Involving Hydrogen," International Journal for Hydrogen Energy, Vol 10, pp. 117-123

131 I. Wierzba, V. Kilchyk, Flammability limits of hydrogen–carbon monoxide mixtures at moderately elevated temperatures, International Journal of Hydrogen Energy 26 (2001) 639–643,

132 R.K. Kumar, Flammability limits of hydrogen–oxygen–diluent mixtures. J. Fire Sci. 3 (4), 1985, 245–262.

133 Kuznetsov M. et al., An analysis of combustion regimes for hydrogen/co/air mixtures in different geometries, The 10th European Review Meeting on Severe Accidet Research (ERMSAR2022) Log Number: 334, Akademiehotel, Karlsruhe, Germany, May 16-19, 2022.

134 Veser, A., et al., "CO-H2-air combustion tests the FZK-7m-tube", Programm Nukleare Sicherheitsforschung. Jahresbericht 2001. Part 1. Report FZKA-6741 pp. 6- 14 (2002).

135 Kumar R.K. et al., Carbon monoxide - hydrogen combustion characteristics in severe accident containment conditions", NEA/CSNI/R(2000)10, 2000.

136 Тарасов О.В., Киселев А.Е., Филиппов А.С. и др., Разработка и верификация модели рекомбинаторов РВК-500, -1000 для моделирования защитной оболочки АЭС с ВВЭР методами вычислительной гидродинамики. Атомная энергия. 2016. Т. 121. № 3. С. 131-135.

137 J. Malet, R. Laissac, A. Bentaib, et al., Synthesis of Stratification and Mixing of a Gas Mixture under Severe Accident Conditions with Intervention of Mitigating Measures, Proceedings of ICAPP 2015, Nice, France, 2015. Paper 15381.

138 Resolving complex safety relevant issues related to hydrogen release in nuclear power plant containments during a postulated severe accident: A Summary Report by the Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES) Project on the PANDA and MISTRA Experiments, NEA/CSNI/R(2018)11, 23 November 2018.

139 OECD-NEA THAI Project. Hydrogen and Fission Product Issues Relevant for Containment Safety Assessment under Severe Accident Conditions, Final Report, NEA/CSNI/R(2010)3, 22 June 2010.

140 State-of-the-art report on nuclear aerosols, Report NEA/CSNI/R(2009)5, OECD, 2009.

141 Containment Code Validation Matrix, Report NEA/CSNI/R(2014)3, OECD, 2014.

142 State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability, Report NEA/CSNI/R(2016)15, OECD, 2017.

143 Tourniaire B., and Bonnet J.-M., Study of the Mixing of Immiscible Liquids by Sparging Gas: Results of the BALISE Experiments. NURETH 10. Seoul, 2003.

144 Spengler et al., Investigations of Direct Containment Heating (DCH) in European Reactors: Database of Integral Tests and Progress in Modeling, The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2008), Nesseber, Bulgaria, 23-25 September 2008.

145 Meyer et al., Direct Containment Heating (DCH) in VVER 1000 Reactors. Physical Modelling and Experimental Results, Bulgarian Energy Forum 2006.

146 Ozrin V.D., Tarasov V.I., Filippov A.S., Moiseenko E.V., Tarasov O.V. Distribution of fission product residual decay heat in stratified core melt of LWR and its influence on sidewall heat flux. // Nucl. Eng. Des. 261 (2013) 107-115.

147 Filippov A.S. Numerical simulation of turbulent heat transfer in oxidic melt at corium catcher of NPP with VVER-1200 J. Eng. Thermophys. 2011, 2, c.161-173.

148 Alvarez D., Malterre P., Seiler J.M. Natural convection in volume heated liquid pools – the BAFOND experiments: proposal for new correlations. Science and technology of fast reactor safety. BNES, London, 1986.

149 J.M Seiler, B. Tourniaire, F. Defoort, K. Froment, Consequences of material effects on in-vessel retention, Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 1752–1758.

150 Phenomena Identification and Ranking Table. R&D Priorities for Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accidents in Spent Nuclear Fuel Pools, NEA/CSNI/R(2017)18, 2018.

151 Yanagi et al, Evaluation of heat loss and water temperature in a spent fuel pit. Journal of Power and Energy Systems, 2012. 6(2).

152 Herve Mutelle et al., A new research program on accidents in spent fuel pools: the DENOPI project, Proceedings of WRFPM 2014 Sendai, Japan, Sep. 14-17, 2014 Paper No. 100071.

153 Бедретдинов М.М., Анализ теплогидравлических процессов а БВ РУ типа ВВЭР : 2.4.9 – Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность : автореферат диссертации кандидата технических наук / М.М. Бедретдинов, Нац. исслед. ун-т "МЭИ" (НИУ "МЭИ"). – Москва, 2023.

154 A. Ikeuchi, Y. Ebihara, Y. Koizumi and M. Murase, Study on heat-transfer from hot water to air with evaporation, 39th Conference of Graduate Students, JSME Hokuriku-Shinetsu Branch, No. 712, Niigata University, March 9 (2010), (in Japanese).

155 T.-C. Hung et al., "The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools", Applied Thermal Engineering., 50, 496-504 (2013).

156 Gartia, M.R., et al., Analysis of metastable regimes in a parallel channel single phase natural circulation system with RELAP5/MOD3.2. 13th International Conference on Nuclear Engineering Beijing, China, May 16-20, 2005 ICONE13-50213.

157 Chato, J. C., 1963, Natural convection flows in parallel-channel systems, Journal of Heat Transfer, Vol. 85, pp 339-345.

158 A. Bousbia Salah and J. Vlassenbroeck. Survey of some safety issues related to some specific phenomena under natural circulation flow conditions. In: EUROSAFE 2012, November 5-6, 2012, Brussels, Belgium.

159 Duffey, R.B., et al. Two-phase flow stability and dryout in parallel channels in natural circulation, 1993, (BNL-48897). In: National Conference and Exposition on Heat Transfer, August 8-11, 1993, Atlanta, GA, USA.

160 Lindgren, E.R. and S.G. Durbin, Characterization of thermal-hydraulic and ignition phenomena in prototypic, full-length boiling water reactor spent fuel pool assemblies after a postulated complete loss-of-coolant accident, 2013, Report NUREG/CR-7143, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

161 Durbin, S.G., et al., Spent Fuel Pool Project phase I: Pre-ignition and ignition testing of a single commercial 17x17 pressurized water reactor spent fuel assembly under complete loss of coolant accident conditions, 2016, Report NUREG/CR-7215, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

162 Durbin, S.G., et al., Spent Fuel Pool Project phase II: Pre-ignition and ignition testing of a 1x4 commercial 17x17 pressurized water reactor spent fuel assemblies under complete loss of coolant accident conditions, 2016, Report NUREG/CR-7216, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA.

163 Nuclear fuel behaviour in loss-of-coolant cccident (LOCA) conditions: State-of-the-art report, Report NEA No. 6846, OECD Nuclear Energy Agency, Paris, 2009.

164 Gau, C., Yih, K.A., Aung, W., 1992. Reversed ow structure and heat transfer measurements for buoyancy assisted convection in a heated vertical duct. ASME J. Heat Transfer 114, 928-935.

165 C.-H.Cheng et al., "Buoyancy-assisted flow reversal and convective heat transfer in entrance region of a vertical rectangular duct", International Journal of Heat and Fluid Flow, 21, 403-411 (2000).

166 Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions, NEA Final Report, NEA/CSNI/R(2015)2, OCED, 2015.

167 OECD-IAEA Paks Fuel Project Final Report, NEA/CSNI/R(2008)2, OECD, 2008.

168 Zoltán Hózer, et al., Quenching of high temperature VVER fuel after long term oxidation in hydrogen rich steam, Nuclear Engineering and Design 241 (2011) 573–581

169 Lewis, B.J., et al., Low volatile fission-product release and fuel volatilization during severe reactor accident conditions. Journal of Nuclear Materials, 1998. 252(3): pp. 235-256.

170 Hunt, C.E.L., et al., Fission-product release during accidents: An accident management perspective. Nuclear Engineeering and Design, 1994. 148: pp. 205-213.

171 Iglesias, F.C., et al., Fission product release mechanisms during reactor accident conditions. Journal of Nuclear Materials, 1999. 270: pp. 21-38.

172 B. Migot, et al., DENOPI project devoted to spent fuel pool accidents: overview on the thermal hydraulics experimental facilities, The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-19, 2022, Bruxelles, Belgium.

173 A. Borovoi, S. Bogatov, V. Chudanov, V. Strizhov, The Chernobyl corium: generation, interaction with concrete and progression, ERMSAR, 2008.

174 А.А. Боровой, Е.П. Велихов. Опыт Чернобыля (работы на объекте «Укрытие»). Часть 1. М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2012, 168 с.

175 Best estimate Safety Analysis for NPP: Uncertainty Evaluation // IAEA, Safety Report Series, No52, 2008.

176 Haste et al., CoreSOAR Core Degradation SOAR Update: Status May 2017, The 8th European Review Meeting on Severe Accident Research – ERMSAR-2017, Warsaw, Poland, 16-18 May 2017.

177 Sehgal R., Assessment of reactor vessel integrity (ARVI), Nuclear Engineering and Design 235, pp. 213–232.

178 В.Г. Асмолов, В.Н. Блинков, Долганов К.С. и др., Современное состояние и тенденции развития системных теплогидравлических кодов за рубежом // Теплофизика высоких температур. – 2014. – Т. 52. – № 1. – С. 105-117.

179 Quantifying Reactor Safety Margins: Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large-Break, Loss-of-Coolant Accident. NUREG/CR-5249, US NRC, 1989.

180 Wilson G.E. and Boyack B.E., "The Role of the PIRT Process in Experiments, Code Development and Code Applications Associated with Reactor Safety Analysis," Nuclear Engineering and Design, 186 (1-2), 1998: pp 23-37.

181 Quality Assurance for Software Important to Safety. Technical Reports Series No. 397. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2000.

182 Odar F., Software Quality Assurance Procedures for NRC Thermal Hydraulic Codes. Report NUREG-1737, U.S. NRC, 2000.

183 Humphries L.L. and Gauntt R.O., Status of MELCOR 2.2 and Plans For MELCOR 3.0. Technical Meeting on the Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors, IAEA, Vienna, October 9–12, 2017.

184 Lovasz et al., Status of Development of GRS Code System AC2 Part I: Modelling of Reactor Phenomena. Technical Meeting on the Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors, IAEA, Vienna, October 9–12, 2017.

185 Мосунова Н.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Часть 1. Базовые модели. — Теплоэнергетика, 2018, № 5, с. 69—84.

186 A. Nakata, C.M. Allison, J. K. Hohorst, et al., "Development and Preliminary Assessment of the new ASYST Integral Analysis BEPU Code using the PBF SFD- ST Bundle Heating and Melting Experiment, a Typical BWR Under Fukushima-Daiichi-Accident- Like Thermal Hydraulic Conditions and PWR for a Steam Line Break in the Containment", Proceedings of ICAPP 2021, Paper 221, Abu Dhabi (UAE), 16-20 October 2021.

187 Bolshov L., et al., 1997. Severe accident codes status and future development. Nucl. Eng. Des. 173, 247-256.

188 Вещунов М.С. Пакет программ «Свеча» Моделирование процессов разрушения активной зоны реактора при тяжелых авариях / М. С. Вещунов, А. В. Палагин, А. М. Волчек и др. - Москва : ИБРАЭ, 1994. - 12 с. : ил.; - (Препринт. Рос. АН, Ин-т пробл. безопас. развития атом. энергетики; N NSI-18-94).

189 Безлепкин В.В., Кухтевич В.О., Сидоров В.Г и др. Состояние разработки кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ для описания процессов деградации активной зоны при запроектных авариях. Вторая Всероссийская научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», г. Подольск, 19-23 ноября 2001 г.

190 Bolshov L. and Strizhov V., 2006. SOCRAT – The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents, Proc. of ICAPP'06, Reno, NV USA, June 4–8, 2006.

191 L.A. Bolshov, K.S. Dolganov, A.E. Kiselev, V.F. Strizhov, Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents // Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Vol. 341. – P. 326-345.

192 Долганов К.С., Оценка возможности моделирования разрушения технологических каналов РБМК при тяжелых авариях с помощью расчетного кода СОКРАТ / Долганов К.С., Киселев А.Е., Никитин Ю.М. [и др.] // Атомная энергия, 2013. - Т. 115. - № 4. - С.211-216.

193 Ability of current advanced codes to predict in-vessel core melt progression and degraded core coolability. Benchmark exercise on the Three Mile Island-2 plant, Report NEA/CSNI/R(2015)3, OECD, 2015.

194 Pellegrini M. et al., Benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS: bestestimate case comparison. Nuclear Technology. – 2016. – Vol. 196, No. 2. – P. 198-210.

195 Долганов К.С и др., Результаты расчетных оценок параметров выброса Cs-137 из ванны расплава при непреднамеренном плавлении источника ионизирующего излучения // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2018. – № 6. – С.148-157.

196 Arutyunyan R.V., Pripachkin D.A., Dolganov K.S., et al., Assessment of parameters of radioactive aerosol release through air duct system using the SOCRAT/V3 code // Nuclear Technology. -2018. -Vol. 203, No. 1. -P. 92-100.

197 Пантюшин С.И., Звонарев Ю.А., Долганов К.С. и др., Разработка системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора при тяжелых запроектных авариях для АЭС с РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – № 30. – С. 45-59.

198 Пажетнов В.В., Долганов К.С., Филиппов А.С. и др., Рассмотрение условий длительного воздействия кориума на корпус реактора ВВЭР-440 при тяжелых авариях //

Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2009. – № 25. – С. 161–172.

199 Application of ensemble method to predict radiation doses from a radioactive release during hypothetical severe accidents at Russian NPP / A. A. Kiselev, R. I. Bakin, I. M. Gubenko [et al.] // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2020.

200 MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, NUREG/CR-7008, 2014.

201 Palagin A.V., Modeling of Melt Relocation (Candling Process), in: Proc. of Nuclear Safety Institute RAS (IBRAE RAS), Issue 1, Moscow: Nauka, 2007 – P.49.

202 Тарасов В.И. Пакет БОНУС 1.2 Наработка радионуклидов в реакторах на тепловых нейтронах. Руководство пользователя // Отчет NSI–SARR–137–2002. — Москва, ИБРАЭ РАН, 2002.

203 Долженков Е.А., Долганов К.С., Томащик Д.Ю. Усовершенствование модели нуклидной кинетики в составе интегрального кода СОКРАТ/ВЗ // Сборник трудов 11-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск, ОКБ «Гидропресс», 2019.

204 Долженков Е.А., Томащик Д.Ю., Рыжов Н.И. Модель нуклидной кинетики для расчета тяжелых аварий // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. Выпуск 4. 2022.

205 Veshchunov M.S. et al., Development of the mechanistic code MFPR for modelling fission-product release from irradiated UO2 fuel, Nucl.Eng.Des. 236, Issue 2, 2006, 179–200.

206 Report on Fuel Fragmentation, Relocation, Dispersal, Report NEA/CSNI/R(2016)16, OECD, 2016.

207 Raynaud Patrick A.C., Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident, NUREG-2121, US NRC, 2012.

208 Uetsuka H. et al., Zircaloy-4 Cladding Embrittlement due to Inner Surface Oxidation under Simulated Loss-of-Coolant Condition, Journal of Nuclear Science and Technology, 18[9], 1981, pp. 705–717.

209 Dagbjartsson J. et al. Axial Gas Flow In Irradiated PWR Fuel Rods Sig, TREE-NUREG-1158, US NRC, 1977.

210 Brankov V.V., 2017. Modelling of fuel fragmentation, relocation and dispersal during Loss-of-Coolant Accident in Light Water Reactor, PhD thesis, École Polytechnique Fédérale de Lausanne, Switzerland.

211 Olander D.R., Materials chemistry and transport modeling for severe accident analyses in light-water reactors II: Gap processes and heat release, Nuclear Engineering and Design 148 (1994) 273-292.

212 Stuckert J. et al., QUENCH-LOCA program at KIT on secondary hydriding and results of the commissioning bundle test QUENCH-L0, Nuclear Engineering and Design 255 (2013) 185–201.

213 Mehner S. et al., Damage and Failure of Unirradiated and Irradiated Fuel Rods Tested under Film Boiling Conditions, Proc: ANS Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland, Or., 1979.

214 MacDonald P.E. and Zeile H.J., PBF experimental program, 7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Maryland, November 5–9, 1979.

215 Williams M.R., Loyalka S.K. Aerosol science. Theory and practice. Pergamon Press, Oxford, 1991, p. 446.

216 Мелихов В.И., Якуш С.Е., Парфенов Ю.В. Подготовка к аттестации модуля VAPEX-M, предназначенного для моделирования взаимодействия расплава материалов активной зоны с теплоносителем.: Отчет ЭНИЦ. - Электрогорск, 2006. – 87 с

217 Давыдов, М.В. Математическое моделирование процессов взаимодействия высокотемпературного расплава с охладителем в ходе тяжелой аварии на АЭС с

водоохлаждаемой реакторной установкой: дис. ... канд. тех. наук: 05.14.03: защищена 24.11.10 / М.В. Давыдов. – М., 2010. – 197 с.

218 Melikhov V., Melikhov O., Yakush S., Rtishchev N., Validation of Fuel-Coolant Interaction Model for Severe Accident Simulations // Science and Technology of Nuclear Installations, volume 2011, article ID 560157, 2011. - 11 p.

219 Отчет о верификации и валидации Программы для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2. Книга 1; № 462-Пр-148, Подольск, ОКБ "Гидропрес", 2022.

220 Reinke N., Drath T., Berlepsch T.V., Unger H.E., Koch M.K. Formation, characterisation and cooling of debris. Scenario discussion with emphasis on TMI-2 // Nuclear Engineering and Design. -2006. - v.236. - p. 1955–1964.

221 Thomsen K.L. Review of the TMI-2 Accident Evaluation and Vessel Investigation Projects // Report Risø-R-1004(EN). - Risø National Laboratory, Roskilde, Denmark. – 1998.

222 S.E. Yakush, P. Kudinov, On the evaluation of dryout conditions for a heat-releasing porous bed in a water pool, International Journal of Heat and Mass Transfer, Volume 134, 2019, Pages 895-905.

223 Ergun S., Fluid Flow through Packed Columns, Chemical Engineering Progress, 48, P.89-94,1952.

224 A.Reed, The Effect Of Channeling on the Dryout of Heated Particulate Beds Immersed in a Liquid Pool, PhD Thesis, MIT, Cambridge, 1982.

225 T. Schulenberg, U. Muller, An improved model for two-phase flowthrough beds of coarse particles, International journal of multiphase flow13 (1987) 87–97.

226 Gnielinksi, V. Berechnung des Wärme- und Stoffaustauschs durchströmten Schüttungen, Verfahrenstechnik, vol.16(1), 1982. – pp.36-39.

227 Rohsenow W.M., A Method of Correlating Heat Transfer Data for Surface Boiling of Liquids // Transactions of ASME, vol.74, 1952. - pp. 969-976.

228 V.N. Blinkov, O.I. Melikhov, V.I. Melikhov, et al., Investigation on the interphase drag and wall friction in vertically oriented upward and downward two-phase flows under accident conditions in light water reactors // Nuclear Engineering and Design. – 2022. – Vol. 389.

229 D.Y. Tomashchik, K.S. Dolganov, A.E. Kiselev, et al., Numerical assessment of PARAMETER-SF1 test on oxidation and melting of LWR fuel assembly under top flooding conditions // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 369.

230 Lipinski R.J. A model for boiling and dryout in particle beds. – Sandia Labs., SAND 82-9765, NUREG/CR-2646, 1982.

231 B.R. Sehgal, T.N. Dinh, R.R. Nourgaliev, et al., Final report for the "Melt-Vessel Interactions'Project, European Union R&TD Program, 4th Framework MVI Project Final Research Report, April 15, 1999, 479 p.

232 V. Asmolov, S. Abalin, A. Surenkov, I. Gnidoi, V. Strizhov, Results of Salt Experiments Performed during Phase I of RASPLAV Project, RP-TR-33, RRC "Kurchatov Institute", 1998.

233 A. I. Surenkov, S.S. Abalin, I.P. Gnidoi, V.F. Strizhov, Results of Salt Experiments on Simulation of Heat Transfer in the Corium Melt at the RASPLAV-A-Salt Facility, RP-TR-28, RRC "Kurchatov Institute", 1997.

234 Containment Code Validation Matrix, NEA/CSNI/R(2014)3, OECD, 2014.

235 K. Nishihara, H. Iwamoto And K. Suyama, Estimation of Fuel Compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant, Division of Nuclear Science and Engineering Directorate, JAEA-Data/Code 2012-018, 2012.

236 Интернет-ресурс <u>https://www.oecd-nea.org/sfcompo/</u>

237 R.A. Lorenz, M.F. Osborne, "A summary of ORNL fission product release tests with recommended release rates and diffusion coefficients", NUREG/CR-6261, ORNL/TM-12801, 1995.

238 M.F. Osborne, et al., "Data Summary Report for Fission Product Release Test VI-I", NUREG/CR-5339 (ORNL/TM-11104), June 1989.

239 M.F. Osborne, et al., "Data Summary Report for Fission Product Release Test VI-2", NUREG/CR-5340 (ORNL/TM-11105), September 1989.

240 M.F. Osborne, et al., "Data Summary Report for Fission Product Release Test VI-3", NUREG/CR-5480 (ORNL/TM-11399), April 1990.

241 M.F. Osborne, et al., "Data Summary Report for Fission Product Release Test VI-4", NUREG/CR-5481 (ORNL/TM-11400), October 1990.

242 M.F. Osborne, et al., "Data Summary Report for Fission Product Release Test VI-5", NUREG/CR-5668 (ORNLJrM-11743), October 1991.

243 M.F. Osborne, et al., "Data Summary Report for Fission Product Release Test VI-6", NUREG/CR-6077 (ORNL/TM-12416), March 1994.

244 B.J. Lewis, B. Andre, G. Ducros, D. Maro, A Model For Non-Volatile Fission Product Release During Reactor Accident Conditions.

245 B.J. Lewis et al., Low volatile fission-product release and fuel volatilization during severe reactor accident conditions, Journal of Nuclear Materials 252, 1998. P. 235–256.

246 B.J. Lewis et al., Modelling the release behaviour of cesium during severe fuel degradation, Journal of Nuclear Materials, Volume 227, Issues 1–2, 1995, Pages 83-109.

247 Experimental VERCORS loops and grids: summary, International VERCORS Seminar, October 15-16th, 2007 – Gréoux les Bains, France.

248 S. Miwa, G. Ducros, E. Hanus, P.D.W. Bottomley and S. Van Winckel, Upgrading the experimental database of fission products and actinides release behaviour in the VERCORS program through chemical analysis, The 7th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2015), Marseille, France, 24-26 March 2015.

249 B.J. Lewis et al., Modelling the Release Behaviour of Cesium during Severe Fuel Degradation, Conference proceedings of the 4. international conference on CANDU fuel. CANDU fuel: safe, reliable, economical; V. 1,2, Pembroke, ON (Canada); 1-4 Oct 1995

250 Brian J. Corse, FORM 2.0 - Fuel oxidation and release model a computer code to predict the low volatile fission-product release and fuel volatilization from uranium: diode fuel under severe reactor accident conditions, PhD thesis, Royal Military College of Canada – Kingston (Ontario), April 1997.

251 Journeau, Ch., Piluso, P., Correggio, P., & Godin-Jacqmin, L. (2007). The Plinius/Colima CA-U3 test on fission-product aerosol release over a VVER-type corium pool (CEA-R--6160). France.

252 Хабенский В.Б., Бешта С.В., Крушинов Е.В и др. Оценка аварийного выброса на внекорпусной стадии тяжелой аварии. Итоговый отчет по задаче 2 проекта МНТЦ № 3345 EVAN, Сосновый Бор, 2007.

253 V.B. Khabensky, S.V. Bechta, V.S. Granovskyandoth. Zirconium partitioning between the oxidic and metallic phases of the corium melt. Experiments MA-5 and MA-5b. MP-TR-22. Russian Research Centre "Kurchatov institute". Jan. 2006.

254 V.B. Khabensky, S.V. Bechta, S.A. Vitol and oth. Zirconium partitioning between the oxidic and metallic phases of molten corium. Experiments MA-7 and MA-9. MP-TR-28. Russian Research Centre "Kurchatov institute", June 2006.

255 Alvarez D., Malterre P., Seiler J.M. Natural convection in volume heated liquid pools – the BAFOND experiments: proposal for new correlations. Science and technology of fast reactor safety. BNES, London, 1986

256 Ю.П. Удалов, Ю.Г. Морозов, В.В. Гусаров и др. Расчётное и экспериментальное исследование взаимодействия расплава кориума с жертвенным материалом // Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР. Труды научно-практического семинара, Санкт-Петербург, 12-14 сентября 2000 г., с. 161.

257 В. Б. Хабенский, С. В. Бешта, В. С. Грановский и др., Экспериментальные исследования для обоснования устройства локализации расплава в бетонной шахте Тяньваньской АЭС. Экспериментальные исследования взаимодействия расплава кориума с жертвенными материалами УЛР, отчет о НИР, СПб. АЭП, 2001.

258 Thompson D. H., Fink J. K., ACE MCCI Test L2. Test data report. Vol. I. Thermal-Hydraulics, ANL, Reactor Analysis and Safety Division, ACE-TR-C10, Volume I, 1989.

259 D.H. Thompson, J.K. Fink, ACE MCCI test L4, Test data report, Vol. I, Thermal Hydraulics, ACE-TR-C30, Reactor Engineering Division, Argonne National Laboratory, October 1991.

260 D.H. Thompson, J.K. Fink, ACE MCCI test L4, Test data report, Vol. II, Aerosol Analysis, ACE-TR-C30, Reactor Engineering Division, Argonne National Laboratory, February 1992.

261 E.R. Copus, R.E. Blose, J.E. Brockmann, R.D. Gomez, D.A. Lucero, Core-concrete interactions using molten steel with zirconium on a basaltic basemat: The SURC-4 experiment, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4994, 1989.

262 Tsai C., Lin J., Aggarwal S.G. and Chen D. Thermophoretic deposition of particles in laminar and turbulent tube flows. Aerosol Science and Technology, 38, pp. 131-139, 2004.

263 Экспериментальное исследование процессов транспорта аэрозоля в оборудовании первого контура (задача 4). Отчет ОАО "НПО ЦКТИ" (итоговый) о научно-исследовательской работе. EVAN.CKTI-R1207. 2007 г.

264 V. Saldo, E. Verloo, T. Montanelli IPSN aerosol behaviour experimental programme under severe accident conditions in the Reactor Coolant Circuit. Proceedings of an OECD/CSNI Workshop 15-18 June, 1998, Cologne, Germany.

265 D. S. Kim, S. H. Park, Y. M. Songandoth. Brownian coagulation of polydisperse aerosols in the transition regime. Aerosol Science, Vol. 34, pp. 859-868, 2003.

266 Okuyama K., KousakaY., KidaY. andoth. Turbulent coagulation of aerosols in a stirred tank. Journal of chemical engineering of Japan. Vol. 10, No. 2, pp. 142 - 147. 1977.

267 J.M. Makynen, J.K. Jokiniemi, P.P. Ahonen, E.I. Kauppinen, R. Zilliacus. AHMED experiments on hydroscopic and inert aerosol behaviour in LWR containment conditions: experimental results //Nuclear Engineering and Design,1997. v. 178, P.45-49.

268 Jacquemain D., Bourdon S., de Bremaecker A., Barrachin M., 2000a. Phebus FPT-1 Final Report, Document Phebus PF: IP/00/3479, December.

269 "The Marviken Experiments — Fifth Series: Aerosol Transport Tests; Test 4 Results", MXE-204, Marviken, Studsvik, November 1985.

270 Bennet P. J., Falcon Specification, FAL/ISP (92) 8, March 1992.

271 Firnhaber M., Kanzleiter T.F., Schwarz S., Weber G. International Standard Problem ISP 37. VANAM M3 – A Multi Compartment Aerosol Depletion Test with Hygroscopic Aerosol Material. Comparison Report. NEA/CSNI/R(26)96. 1996.

272 M. Firnhaber, S. Schwarz, G. Weber. Draft Specification of the International Standard Problem ISP37 VANAM M3 - A Multi Compartment Aerosol Depletion Test with Hydroscopic Aerosol Material, GRS, April 1995.

273 Приказ Ростехнадзора №141 от 04.04.2023 «Об утверждении порядка проведения экспертизы программ для электронных вычислительных машин, используемых в целях построения расчётных моделей процессов, влияющих на безопасность объектов использования атоменой энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии.

274 E.A. Dolzhenkov, K.S. Dolganov, A.V. Kapustin et al., Estimation of system code SOCRAT/V3 accuracy to simulate the heat transfer in a pool of volumetrically heated liquid on the basis of BAFOND experiments, Annals of Nuclear Energy 151 (2021) 107902.

275 Долганов К.С., Киселев А.Е., Рыжов Н.И. и др., Оценка возможности кода СОКРАТ моделировать процессы растворения диоксид-уранового топлива жидким цирконием, Атомная энергия, 2018, т. 125, вып. 2, с. 79-86.

276 Kirill S. Dolganov, Evgeny A. Dolzhenkov, Alexey L. Fokin, et al. Applicability of the nuclide kinetics fast estimate model for severe accident codes. Annals of Nuclear Energy. 2022. Vol. 167. P. 108858.

277 Ахмедов И.С., Юдина Т.А., Томащик Д.Ю., Долганов К.С., Филиппов М.Ф., Квалификационный анализ экспериментальных данных по высокотемпературному окислению в паре отечественных сплавов на основе циркония, Известия Российской академии наук. Энергетика. 2023. № 3. С. 3-17.

278 M.F. Osborne, J.L. Collins, R.A. Lorenz, J.R. Travis, C.S. Webster, Design, Construction, and Testing of a 2000 C Furnace and Fission Product Collection System, NUREG/CR-3715, September 1984.

279 JamesT. Nakos. Uncertainty Analysis of Thermocouple Measurements Used in Normal and Abnormal Thermal Environment Experiments at Sandia's Radiant Heat Facility and Lurance Canyon Burn Site, Report SAND2004-1023, Sandia, April 2004.

280 Д.Н.Сорокин, Ю.П.Джусов, Динамические характеристики термопар, ФЭИ-367, Обнинск, 1973.

281 Преобразователи термоэлектрические. Общие технические условия. ГОСТ 6616-94.

282 А.А.Улановский, Б.Л.Шмырев, Ю.Н.Алтухов, Универсальные вольфрамрениевые термопреобразователи в высокотемпературной термометрии. Приборы и средства автоматизации, №5, 2006

283 Firnhaber M., Yegorova L., Brockmeier U. et al. OECD/NEA-CSNI International Standard Problem ISP-36. CORA-W2 Experiment on Severe Fuel Damage for a Russian Type PWR. Comparison Report. OCDE/GD(96)19, 1996.

284 Markiewicz M.E., Erbacher F.J., Experiments on ballooning in pressurized and transiently heated Zircaloy-4 tubes (KFK-4343). Germany, 1988.

285 Leistikow S., Schanz G., H. v. Berg, «Untersuchungen zur temperatur-transienten Dampfoxidation von Zircaloy 4-Hüllmaterial unter hypothetischen DWR-Kühlmittelverlust-Störfallbedingungen» // KfK 2810, Kernforschungszentrum Karlsruhe, April 1979.

286 J. V. Cathcart, R. E. Pawel, R. A. McKee, R.E. Druschel, G. J. Yurek, J. J. Campbell, S. H. Jury, Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics IV. Reaction Rate Studies. ORNL/NUREG-17, 1977.

287 Кунгурцев И.А., Чесанов В.В., Кузьмин И.В., Лебедюк И.В. Исследование окисления образцов оболочки отработавшего твэла ВВЭР-1000 и необлученной оболочки из сплава Э-110 при температуре 1200°С // Отчет ГНЦ РФ НИИАР, Димитровград. -1999.

288 Горячев А.В., Косвинцев Ю.Ю., Лещенко А.Ю. Особенности кинетики высокотемпературного окисления облученных оболочек ВВЭР // Физика и химия обработки материалов. 2009. №№2. С. с.14-23.МL051100343.

289 Малышев Е.К., Романцов Г.Е., Чечуров А.М. Экспериментальное исследование высокотемпературного окисления в паровой среде сплавов Э-110, Э-635, ЭП-630У, ЭИ-435 и нержавеющих сталей 06Х18Н10Т и 316L // Отчет ИЯР РНЦ "КИ" № 31/1-370-98, Москва, 1998.

290 M.S. Veshchunov, P.Hofmann, Dissolution of solid  $UO_2$  by molten Zircaloy, Journal of Nuclear Materials, 209 (1994) – P.27.

291 Kim K.T., Olander D.R. Dissolution of Uranium Dioxide by Molten Zircaloy, J.Nucl.Mat., 154. -1988. -P.85-155.

292 Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. - Vienna: International Atomic Energy Agency, Safety Reports Series No. 52, 2008.

293 «Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer - V&V 20» // ASME, 2009.

294 Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций» (РБ-166-20), Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2020.

295 J. Marshall, W. Woodman. Comparison report on containment analysis standard problem No. 3. Australian Atomic Energy Commission. Lucas Heights Research Laboratory. April, 1983. 296 Бартоломей Г.Г. Экспериментальное исследование истинного объемного паросодержания при кипении с недогревом в трубах, Теплоэнергетика, 1982, № 3, с.20-22.

297 Safety Reports Series No. 23. Accident Analysis for Nuclear Power Plants. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2002.

298 Technical safety assessment guide. Deterministic severe accidents analysis, ETSON/2013-003 January 2013.

299. Экспериментальное обоснование проекта реконструкции ЛСБ блоков АЭС ВВЭР-440 (В-230, 179) на базе струйно-вихревого конденсатора. Отчет ВНИИАЭС -ГОСНИЦАЭС инв. № 97/84/427-3к.

300. Экспериментальная отработка отдельных узлов СВК и определение его фильтрующих характеристик при различном масштабе аварий, ГОСНИЦАЭС, Отчет Инв. № 493/98-2к, 1998.

301. Экспериментальное подтверждение фильтрующих характеристик СВК при разрыве Ду 500. Отчет РНЦ КИ инв. № 32/1-19-400

302. Определение эффективности очистки молекулярного йода на стенде струйновихревого конденсатора в барботажном режиме работы. Отчет РНЦ КИ Инв. № 32/52-499.

303 В.Н. Носатов, "Моделирование аварийных режимов ракторов типа ВВЭР", дисс. к.т.н, Москва, 2005 г.

304 Technical information about Kalinin NPP Unit 1&2 transients - Nuclear Power Ministry of Russian Federation, Concern "Rosenergoatom", Kalinin NPP, Udomlya, 1997.

305 Pylev S., Assessment Study of RELAP5/MOD3.2 Based on the Kalinin NPP Unit-1 Stop of Feedwater Supply to the Steam Generator No. 4, NUREG/IA-0167, RRC KI - U.S. NRC, 1999.

306 Трунов Н.Б., Логвинов С.А., Драгунов Ю.Г. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах ВВЭР, Энергоатомиздат, 2001.

307 Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, SSG-2 (Rev. 1), IAEA, 2019.

308 Best-estimate calculations of emergency core cooling system performance, RG 1.157, U.S. NRC, 1989.

309 Compendium of ECCS Research for Realistic LOCA Analysis, NUREG-1230, December 1988.

310 «Safety Assessment for Facilities and Activities - Vienna: International Atomic Energy Agency» // GSR Part 4 (Rev. 1), 2016.

311 N.I. Ryzhov, K.S. Dolganov, A.E. Kiselev, et al., Evaluation of uncertainties associated with best estimates of parameters in the deterministic analysis of a severe accident, Nuclear Engineering and Design, Volume 415, 2023, 112741.

312 Wilks S.S., «Determination of sample sizes for setting tolerance limits» // Annals of Mathematical Statistics 12, pp. 91-96, 1941.

313 Wilks S.S., «Statistical Prediction with Special Reference to the Problem of Tolerance Limits» // Ann. Math. Statist. 13, no. 4, pp. 400-409, 1942.

314 Martin R.P., Bingham M.W., Bonilla C.A. et. al., «AREVA NP's Severe Accident Safety Issue Resolution Methodology for the U.S.EPR» / Proceeding of ICAPP'08, Anaheim, USA, June 8-12, 2008.

315 Ghosh S.T., Esmaili H., Hathaway A.G. III et. al., «State-of-the-art Reactor Consequence Analysis Project: Uncertainty Analyses for Station Blackout Scenarios» / The 9-th European review meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2019), Prague, Czech Republic, March 18-20, 2019, paper 71.

316 ГОСТ 54500.1-2011/Руководство ИСО/МЭК 98-1:2009 «Неопределенность измерения. Часть 1. Введение в руководства по неопределенности измерения. ISO/IEC Guide 98-1:2009. Uncertainty of measurement – Part 1: Introduction to the expression of uncertainty in measurement (DT)», Москва: Стандартинформ, 2012.

317 «International vocabulary of metrology – Basic and general concepts and associated terms (VIM)», 3rd edition, JCGM 200:2012.

318 ГОСТ 34100.3-2017/ISO/IEC Guide 98-3:2008 «Неопределенность измерения. Часть 3. Руководство по выражению неопределенности измерения», Москва: Стандартинформ, 2017.

319 ГОСТ 26635-85 Реакторы ядерные энергетические корпусные с водой под давлением. Общие требования к системе внутриреакторного контроля. 1987 г.

320 Кузьмин В.В., Богачек Л.Н., Алыев Р.Р., Корреляционные измерения расхода теплоносителя первого контура по активности 16N на Калиниской АЭС, Сборник трудов 9-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС в ВВЭР», 19-22 мая 2015 г., ОКБ «Гидропресс», г. Подольск, Россия.

321 Маркелов В.А. Совершенствование состава и структуры сплавов циркония в обеспечение работоспособности твэлов, твс и труб давления активных зон водоохлаждаемых реакторов с увеличенным ресурсом и выгоранием топлива, Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук.

322 Kobzar V., Voltcheck A., Tarlakovskaya E., Yegorova L., Zvonarev Yu., "Uncertainty and sensitivity analysis of CORA-W2 test using ICARE2/SUNSET tool", NSI RRC KI, 1997.

323 Горбунов Ю.С., Разработка, создание и применение на АЭС с ВВЭР-1000 системы прямого измерения расхода пара в паропроводах парогенераторов. Диссертация на соискание ученой степени к.т.н, 2007 г., Москва.

324 Iegan, S. et al., International Agreement Report, "TRACE VVER-1000/V-320 Model Validation", NUREG/IA-0490, 2018.

325 Андрушечко С.А., Афров А.М. и д.р., АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. Москва: Логос, 2010 г., 604 стр.

326 РД ЭО 1.1.2.11.0515-2014. Нормы точности измерений основных теплотехнических величин для атомных электрических станций с водо-водяными энергетическими реакторами.

327 VVER-Type Reactors of Russian Design, et al., Handbook of Nuclear Engineering, Dan Gabriel Cacuci (ed.), Springer, 2010.

328 State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project. Volume 2: Surry Integrated Analysis, NUREG/CR-7110, Vol.2, U.S. NRC, January 2012

329 The VVER today: Evolution, Design, Safety, https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf

330 «Руководство по конструированию бетонных и железобетонных конструкций из тяжелого бетона», Москва, Строийиздат, 1978.

331 Andersson J.O., Helander T., Höglund L., Shi P.F., and Sundman B., (2002). Thermo-Calc and DICTRA, Computational tools for materials science. Calphad, 26, 273-312.

332 Определение физико-химических, теплофизических и механических характеристик бетона шахты реактора АЭС "Бушер" и исследование процесса его взаимодействия с расплавом кориума. Этап 1. Отчёт о НИР Инв. № 11/14-09/О-203, ФГУП НИТИ им. А.П. Александрова, Сосновый Бор, 2011.

333 Journeau C. and Piluso P. Core Concrete Interaction. In: Konings R.J.M., (ed.) Comprehensive Nuclear Materials, volume 2, Amsterdam: Elsevier, 2012, pp. 635-654.

334 M. Epstein, Thermal Hydraulics of Molten Core-Concrete Interactions: A Review and Comparison of Heat Transfer Models with Data, Interpretation of Rheologigal Data, and a Theory for the Onset of Concrete Spallation, EPRI, ACEX-TR-21, Palo Alto, 1998.

335 Molten Core - Concrete Interactions in Nuclear Accidents. Theory and Design of an Experimental Facility, VTT Research Notes 2311, VTT-TIED-2311, 2005.

336 Sevón, Tuomo. Molten Core Concrete Interactions in Nuclear Accidents. Theory and Design of an Experimental Facility, Research Notes 2311, VTT, Espoo 2005, 83 p.

337 Zhao, Shun & Yang, Su & Feng, Xue & Lu, Mei. (2013). Study on Thermal Conductivity of Reinforced Concrete Plate. Applied Mechanics and Materials. 438-439. 321-328. 10.4028/www.scientific.net/AMM.438-439.321

338 Авдошина О.Е., Макейкин Е.Н., Мансуров К.Р., Маркин С.В. «Излучательная способность жаропрочных сплавов и покрытий для них в широком диапазоне температур», Десятая Всероссийская школа для студентов, аспирантов, молодых ученых и специалистов по лазерной физике и лазерным технологиям: Сборник докладов, РФЯЦ ВНИИЭФ, г. Саров, 2017 г.

339 Долганов К.С., Капустин А.В., Киселев А.Е. и др., Результаты экспресс-расчетов тяжелой аварии на АЭС "Фукусима-1" при помощи кода СОКРАТ // Авария на АЭС "Фукусима-1": опыт реагирования и уроки. – (Труды / ИБРАЭ РАН. Серия: Труды ИБРАЭ РАН). – Москва: «Наука». – 2013. – С. 67-79.

340 Долганов К.С., Киселев А.Е., Томащик Д.Ю., Юдина Т.А., Анализ работы систем безопасности во время аварии на энергоблоках № 2 и 3 АЭС "Фукусима-1" и пути совершенствования подходов к анализу тяжелых аварий // Авария на АЭС "Фукусима-1": опыт реагирования и уроки. – (Труды / ИБРАЭ РАН. Серия: Труды ИБРАЭ РАН). – Москва: «Наука». – 2013. – С. 80-101.

341 К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Д.Ю. Томащик, Т.А. Юдина, Работоспособность систем безопасности BWR-4 при полном обесточивании на примере тяжелой аварии на АЭС "Фукусима-1 " (Япония) // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – № 2. – С. 82-88.

342 К.С. Долганов, А.В. Капустин, А.Е. Киселев и др., Оперативный расчет аварии на АЭС "Фукусима-1" (Япония) с помощью кода СОКРАТ // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – № 3. – С. 133-139.

343 Арутюнян Р.В., Бакин Р.И., Долганов К.С. и др., Реконструкция северо-западного радиоактивного следа при аварии на АЭС "Фукусима-1" (Япония) с помощью программных комплексов СОКРАТ/ВЗ и ПРОЛОГ // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116. – № 3. – С. 171-174.

344 Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Phase I. Final Report, The Institute of Applied Energy (IAE), Tokyo, Japan, 2015.

345 Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Phase II, Summary Report, NEA No. 7525, OECD, 2021.

346 Herranz L.E., et al., Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) phase 2 – results of severe accident analyses for Unit 1, Nuclear Engineering and Design, Volume 369, 2020, P. 110849

347 Pellegrini M. et al., Main findings, remaining uncertainties and lessons learned from the OECD/NEA BSAF project, Nuclear Technology, Volume 206, № 9, 2020, P. 1449-1463.

348 Yu Maruyama, et al., Main Outputs from the OECD/NEA ARC-F Project, 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), 2023.

349 T. Lind, Luis E. Herranz, K. Dolganov, et al., OECD/NEA ARC-F Project: Summary of Fission Product Transport, 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), 2023.

350 Bentaib A., A. Bleyer, K. Dolganov, et al., OCDE/NEA-ARC-F Project: Unit1 and Unit3 Hydrogen Explosion Analysis – Lessons Learned and Perspectives, 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), 2023.

351 К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Д.Ю. Томащик, и др., Расчетные анализы ИБРАЭ РАН в рамках стадии 1 проекта BSAF (2014 г.) // Системный анализ причин и последствий аварии на АЭС "Фукусима-1". – Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2018. – С. 252-276.

352 The 6th Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Fukushima Daiichi Nuclear Accident, TEPCO, Japan, 2022.

353 M. Pellegrini, et al., Analytical benchmark on the long term interaction of molten core and dry concrete at Fukushima Daiichi Unit 1, the 19th Int. Top. Meet. on Nucl. React. Therm. Hydr. (NURETH-19), Log nr.: 19001, Brussels, Belgium, March 6 - 11, 2022.

354 Status of Unit 1 PCV internal investigation. IRID, TEPCO, May 26, 2022.

355 Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Phase I. Final Report, OECD/NEA, 2015 (Appendix B).

356 Braun M., Fukushima Daiichi Unit 1 (MELCOR 1.8.6), 10th Meeting of the European MELCOR User Group, Zagreb, 04/26/2018.

357 The 5th Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Fukushima Daiichi Nuclear Accident, TEPCO, Japan, 2017.

358 Analysis of Isolation Condenser Behavior at Unit 1 of Fukushima Daiichi NPS, Report JNES-EV-2011-9011, JNES, March 2012 (in Japanese).

359 Kirill S. Dolganov, Possibility of misleading readings of water level in VVER steam generator during severe accidents with account for the Fukushima lessons, Nuclear Engineering and Design, Volume 413, 2023, 112519.

360 Data of abnormal events including alarm records, Unit 1, TEPCO, <u>https://www4.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/plant-data/f1\_3\_Keihou1.pdf</u> (28.09.2023)

361 Nozaki K. et al., Discussion of Accident Progression of Fukushima Daiichi Unit 1 based on Behavior of Fuel Range Water Level Indicator Readings, 1st Meeting in OECD/NEA BSAF Project Phase 2, Tokyo, 2015.

362 Maruyama S., Validation of Unit 1 of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant During its Accident, Global Journal of Researches in Engineering, Volume 21 Issue 1 Version 1.0, 2021.

363 Final report of Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, ICANPS, Japan, 2012 (Chapter II.1, Attach. II-1-3).

364 Asmolov V., et al. Post-Test Examinations: Methodology and Results (July 2000) - RASPLAV Final Report, Attachment A, 2000. 164 p.

365 Tsurikov D.F. et al. Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects. Final Report. Moscow: Russian Research Centre "Kurchatov Institute", June 2007.

366 The Fukushima Daiichi accident. Report by the Director General. — Vienna, IAEA, 2015.

367 PERSAN Source Term calculation tool. Capabilities and functions used by the Reactor Assessment Team of IRSN emergency organization. FASTNET School. 2019.

368 Ramsdell J.V. et al. RASCAL 4.3: Description of Models and Methods. – NRC, 2015.

369 Hage M. и Löffler H., Weiterentwicklung eines Analysewerkszeugs zur Quelltermprognose. GRS-455. – GRS, 2017.

370 Mascari F., Fastnet Scenarios Database Development and Status// ERMSAR conf. Paper 104. – Prague, Czech Republic, 2019.

371 Cardoni J. and Jankovsky Z., Fukushima Daiichi Radionuclide Inventories. SAND2016-9065R. – Sandia National Laboratories, Albuquerque, 2016.

372 Бакин Р.И. и др., Зависимость от выгорания накопления <sup>134</sup>Cs и <sup>137</sup>Cs в активной зоне блока № 2 АЭС Фукусима-1, Труды ИБРАЭ РАН / под. общ. ред. чл.-кор. РАН Л. А. Большова ; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М. : Наука, 2007 — Вып. 13 : Авария на АЭС Фукусима-1: опыт реагирования и уроки / науч. ред. Р. В. Арутюнян. — 2013. — 246 с.

373 Долганов, К.С. Интегральная оценка нуклидного состава и тепловыделения потенциальных ядерных отходов, образованных топливом в бассейне выдержки энергоблока 1 АЭС Фукусима Дайичи // Радиоактивные отходы. – 2023. – № 4 (25).

374 Руководящий документ «Сборки тепловыделяющие ядерных реакторов типа ВВЭР-1000. Типовая методика контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов». — РД ЭО 0521-2004.

375 Endo T. et al, Estimation of average burnup of damaged fuels loaded in Fukushima Daiichi reactors by using the <sup>134</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs ratio method // JAEA-Conf--2012-001. – Japan, Nakamura, Shoji, & Koura, Hiroyuki (Eds.), 2012.

376 Interim Report of Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, ICANPS, 2011.

377 https://fdada.info/en/home2/accident2/measured2/ (27.09.2023)

378 The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission, 2012.

379 Watanabe N. et al., Review of five investigation committees' reports on the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant severe accident: focusing on accident progression and causes, Journal of Nuclear Science and Technology, 52:1, 2015, P. 41-56.

380 Gauntt R. et al., MELCOR Simulations of the Severe Accident at the Fukushima Daiichi Unit 1 Reactor, Nuclear Technology, 186:2, 2014, P. 161-178.

381 Martin-Valdepenas J.M. et al, «Improvements in a CFD code for analysis of hydrogen behaviour within containments», Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 627–647.

382 Sevon T., Analyzing reactor water level measurements in the Fukushima Daiichi 1 accident, Progress in Nuclear Energy 160, 2023.

383 Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 4, TEPCO, December 17, 2015.

384 https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap\_progress/pdf/2019/d191128\_08-j.pdf

385 Katata et al, 2015: Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070.

386 Fukushima Nuclear Accidents Investigation Report, TEPCO, Japan, 2012.

387 Sevon T., Analysis of reactor water level measurements during the Fukushima unit 2 accident, Nuclear Engineering and Design 366, 2020.

388 Sevon T., Analysis of unit 3 reactor water level measurements, OECD ARC-F project, Web meeting,14–16 December 2020.

389 Sevon T., Analysis of reactor water level measurements during the Fukushima unit 3 accident. In Proceedings of the 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-19 [35417] American Nuclear Society (ANS), 2022.

390 Демченко В.А., О точности измерения уровня воды в парогенераторах АЭС, Теплоэнергетика, №2, 1999, С. 59-58.

391 Калашников А.А., Корректировка показаний измерительных каналов уровня с датчиками разности давлений на АЭС, Контроль.Диагностика, декабрь 2015, с. 69-75.

392 Калашников А.А., Методы и средства повышения метрологической достоверности контроля уровня в технологических емкостях АЭС: диссертация ... кандидата Технических наук: 05.13.05 / Калашников Александр Александрович;[Место защиты: ФГБУН Институт проблем управления им.В. А.Трапезникова Российской академии наук], 2017.- 161 с.

393 Kalashnikov A.A., Readings correction and on-line monitoring of fluid level measuring channels at NPP, J. Phys.: Conf. Ser. 1379, 2019, P. 012069.

394 Воронков И.А., Калашников А.А., Цифровая коррекция показаний измерительных каналов уровня жидких сред с областью нечувствительности датчиков на атомных электрических станциях, Вестник МЭИ, № 2, Выпуск № 2, 2021.

395 <u>https://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video\_uuid=14952&catid=69631</u>

396 Bayless P.D., Analysis of natural circulation during a Surry station blackout using SCDAP/RELAP5, NUREG/CR-5214 (EGG-2547), EC&G Idaho Inc., September 1988.

397 Domanus H.M. and Sha W.T., Analysis of Natural-Convection Phenomena in a 3-Loop PWR During a TMLB' Transient using the COMMIX code, NUREG/CR-5070, ANL-87-54, Argonne National Laboratory, January 1988.

398 Di Marzo M., Salehi M.A., Almenas K., Primary system transient heating in a severe accident scenario, Scientia Iranica, Vol.2, No.1, Sharif University of Technology, 1995.

399 Stewart W.A. et al., Natural Circulation Experiments for PWR Degraded Core Accidents, EPRI Report NP-6324-D, Westinghouse Electric Corporation, 1989.

400 Stewart W.A. et al., Natural Circulation Experiments for PWR High Pressure Accidents, EPRI Project No. RP2177-5 Final Report, Westinghouse Electric Corporation, July 1992.

401 Martinez G.M., et. a1., "Independent review of SCDAP/RELAP5 Natural Circulation Calculations", SAND91-2089, Sandia National Laboratories, Jan. 1994.

402 Park Jae Hong et al., PWR Hot Leg Natural Circulation Modeling with MELCOR Code, Proc. of the Korean Nuclear Society Autumn Meet., Taegu, Korea, October 1997.

403 Knudson D.L., Ghan L.S., and Dobbe C.A., SCDAP/RELAP5 Evaluation Of The Potential For Steam Generator Tube Ruptures As A Result Of Severe Accidents In Operating Pressurized Water Reactors, INEEL/EXT-98-00286, Revision 1, INEEL, September 1998.

404 Bayless R.D., et al., Severe Accident Natural Circulation Studies at the INEL, NUREG/CR-6285 INEL-94/0016, Idaho National Engineering Laboratory, 1995.

405 Risk Assessment of Severe Accident-Induced Steam Generator Tube Rupture, SGTR Severe Accident Working Group, NUREG-1570, U.S. NRC, March 1998.

406 Boyd C.F., Hardesty K., CFD Analysis of 1/7th Scale Steam Generator Inlet Plenum Mixing During a PWR Severe Accident, NUREG-1781, U.S. NRC, 2003.

407 Boyd C.F., Helton D.M., et Hardesty K., CFD Analysis of Full-Scale Steam Generator Inlet Plenum Mixing During a PWR Severe Accident, NUREG-1788, U.S. NRC, 2004.

408 Boyd C.F. and Armstrong K.W., Computational Fluid Dynamics Analysis of Natural Circulation Flows in a Pressurized-Water Reactor Loop under Severe Accident Conditions, NUREG-1922, U.S. NRC, March 2010.

409 Boyd C., CFD Prediction of Severe Accident Natural Circulation Flows in a Combustion Engineering Pressurized-Water Reactor Loop, International Topical Meeting on Advances in Thermal Hydraulics 2016, New Orleans, LA, June 2016.

410 Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment, Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1, Final Report, EPRI, Palo Alto, March 2002.

411 Sancaktar S., et al., Consequential SGTR Analysis for Westinghouse and Combustion Engineering Plants with Thermally Treated Alloy 600 and 690 Steam Generator Tubes, NUREG-2195, U.S. NRC, May 2018.

412 Choi Dae Kyung, et al., Numerical Study of Natural Circulation Flow in Reactor Coolant System during a Severe Accident, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2022, Article ID 4531040.

413 Kang Hyung Seok, et al., CFD Analysis for a Westinghouse Natural Circulation Experiment during Severe Accidents, Transactions of the Korean Nuclear Society Virtual Spring Meeting, July 9-10, 2020.

414 Kim Sung II, et al., Analysis of steam generator tube rupture accident for OPR 1000 nuclear power plant, Nuclear Engineering and Design, Volume 382, 2021, 111403.

415 High-temperature characteristics of stainless steels, American Iron and Steel Institute, Designer's Handbook series No. 9004, 2020.

416 Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86, М.: Энергоатомиздат, 1989 г.

417 Окопный Ю.А., Радин В.П., Чирков В.П., Механика материалов и конструкций. М: Машиностроение, 2001.

418 Долганов, К.С. Анализ возможности массового разрушения теплообменных труб ПГ при тяжёлых авариях на РУ ВВЭР-1200/491 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – № 29. – С. 96-111.

419 Morozov V.B., Kiselev A.E., Kiselev A.A., et al., Issues of Safety Assessment of New Russian NPP Projects in View of Current Requirements for the Probability of a Large Release, Nuclear Technology, 207:2, 204-216, 2021.