

**НАЦИОНАЛЬНЫЙ ДОКЛАД
РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
О ЦЕЛЕВОЙ ПЕРЕОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ
(СТРЕСС-ТЕСТЫ) БЕЛОРУССКОЙ АЭС**

Минск, 2017

СОДЕРЖАНИЕ

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ	6
ВВЕДЕНИЕ	8
1. ЗАКОНОДАТЕЛЬНАЯ И РЕГУЛИРУЮЩАЯ ОСНОВА	10
1.1 Создание и поддержание законодательной и регулирующей основы для обеспечения безопасности ядерных установок.....	10
1.2 Национальные требования и регулирующие положения в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности	10
1.3 Система лицензирования	11
1.4 Система регулирующего контроля и оценки	13
1.5 Обеспечение выполнения применимых регулирующих положений и условий лицензий	14
1.6 Прозрачность и информирование общественности	15
2. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О ПЛОЩАДКЕ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС И ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС	16
2.1 Краткое описание характеристик площадки размещения АЭС	16
2.2 Основные характеристики энергоблоков	16
2.3. КОНЦЕПЦИЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС	20
2.3.1. Основные принципы и критерии обеспечения безопасности АЭС	20
2.3.1.1. Общая цель обеспечения безопасности.....	20
2.3.1.2. Основные принципы безопасности.	20
2.3.1.3. Проектные пределы.....	21
2.3.2 Принципы построения систем безопасности.....	22
2.3.2.1. Принцип глубокоэшелонированной защиты	23
2.3.2.2. Принцип внутренней самозащищенности	26
2.3.3. Структура специальных технических средств	27
2.3 Использование ВАБ как составляющей оценки безопасности	41
3. ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЕ	42
3.1 Проектные основы	42
3.1.1 Землетрясение, на устойчивость к которому спроектирована АЭС	44
3.1.2 Защита АЭС при ПЗ и МРЗ	47
3.1.3 Соответствие АЭС лицензионным требованиям.....	66
3.2 Оценка запасов безопасности	68
3.2.1 Уровень землетрясения, приводящего к аварии с тяжелым повреждением ЯТ .	68
3.2.2 Уровень землетрясения, приводящего к потере герметичности ЗО.....	73
3.2.3 Землетрясение, превышающее ПЗ для АЭС, и последующее затопление площадки размещения АЭС	74
3.2.4 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения сейсмостойкости АЭС	75
4. ЗАТОПЛЕНИЕ.....	76

4.1	Проектные основы	76
4.1.1	Затопление, на устойчивость к которому спроектирована АЭС	77
4.1.2	Меры и средства, направленные на защиту АЭС при проектном затоплении....	80
4.1.3	Соответствие АЭС лицензионным требованиям.....	82
4.2	Оценка запасов безопасности	83
4.2.1	Оценка запаса безопасности от затопления.....	83
4.2.2	Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС к затоплению.....	85
5.	ЭКСТРЕМАЛЬНЫЕ ПОГОДНЫЕ УСЛОВИЯ	85
5.1	Проектные основы	85
5.1.1	Опасные метеорологические явления	85
5.1.2	Отборочный анализ возможных комбинаций исходных внешних воздействий	87
5.1.3	Устойчивость АЭС к экстремальным погодным воздействиям	90
5.2	Оценка запасов безопасности	90
5.2.1	Оценка запасов безопасности от экстремальных погодных условий	90
5.2.2	Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС к экстремальным погодным условиям	96
6.	ПОТЕРЯ ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ И ПОТЕРЯ КОНЕЧНОГО ПОГЛОТИТЕЛЯ ТЕПЛА	
	97	
6.1	Потеря электроснабжения.....	97
6.1.1	Потеря внешнего электроснабжения	97
6.1.2	Потеря внешнего электроснабжения и штатных резервных источников питания переменного тока.....	98
6.1.3	Потеря внешнего электроснабжения, штатных резервных источников питания переменного тока и стационарных разнообразных резервных источников питания переменного тока.....	102
6.1.4	Заключение об адекватности защиты АЭС от потери электроснабжения	105
6.1.5	Меры, которые предусматриваются для повышения устойчивости АЭС при потере электроснабжения	106
6.2	Потеря способности отведения остаточного тепловыделения/ потеря конечного поглотителя	108
6.2.1	Проектные меры и средства для предотвращения потери конечного поглотителя тепла, устойчивость предусмотренных мер и средств к воздействию землетрясений и затоплений.....	108
6.2.2	Потеря отвода тепла для различных режимов работы РУ	110
6.2.3	Потеря отвода тепла и потеря альтернативного отвода тепла для различных режимов работы РУ	111
6.2.4	Заключение об адекватности защиты АЭС при потере конечного поглотителя тепла	112
6.2.5	Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС при потере конечного поглотителя тепла	112
6.3	Потеря конечного поглотителя тепла в сочетании с полным обесточиванием АЭС	

6.3.1	Время автономности площадки размещения АЭС до потери условий нормального охлаждения активной зоны реактора и бассейна выдержки отработавшего ЯТ	113
6.3.2	Действия, предусмотренные для предотвращения повреждения ЯТ	113
6.3.3	Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС в случае потери конечного поглотителя тепла в комбинации с полным обесточиванием АЭС	114
7.	УПРАВЛЕНИЕ ТЯЖЕЛЫМИ АВАРИЯМИ	115
7.1	Организация и мероприятия лицензиата по управлению авариями	115
7.1.1	Организационные меры ЭО по управлению авариями	115
7.1.2	Возможность использования имеющегося оборудования	119
7.1.3	Оценка факторов, которые могут затруднять управление авариями и соответствующие непредвиденные обстоятельства	124
7.1.4	Заключение об адекватности организационных мер по управлению авариями	129
7.1.5	Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения возможностей по управлению авариями	130
7.2	Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла на различных стадиях аварии	131
7.2.1	Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла до начала тяжелого повреждения ЯТ	131
7.2.2	Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла после начала тяжелого повреждения ЯТ	137
7.2.3	Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла после отказа корпуса ядерного реактора	138
7.3	Поддержание целостности ЗО после начала тяжелого повреждения ЯТ (вплоть до расплавления активной зоны) в активной зоне реактора	139
7.3.1	Предотвращение тяжелого повреждения (плавления) ЯТ при высоком давлении	139
7.3.2	Управление концентрацией водорода внутри ЗО	139
7.3.3	Предотвращение разрушения ЗО вследствие повышения давления	141
7.3.4	Предотвращение повторной критичности	142
7.3.5	Предотвращение разрушения ЗО вследствие расплава фундамента	149
7.3.6	Необходимость и обеспечение источниками переменного и постоянного электропитания и сжатого воздуха для оборудования, используемого для поддержания целостности ЗО	150
7.3.7	Контрольно-измерительные средства, необходимые для сохранения целостности ЗО	151
7.3.8	Возможность управления тяжелыми авариями в случае одновременного расплава активной зоны и повреждения ЯТ в бассейне выдержки на различных энергоблоках площадки размещения АЭС	153
7.3.9	Заключение о достаточности систем, необходимых для управления тяжелыми авариями, для обеспечения целостности ЗО	154

7.4 Мероприятия по управлению тяжелыми авариями, направленные на ограничение выбросов РВ	157
7.4.1 Выбросы РВ при потере целостности ЗО.....	157
7.4.2 Управление тяжелыми авариями после оголения ЯТ в бассейне выдержки отработавшего ЯТ.....	158
7.4.3 Заключение о достаточности мер и мероприятий по ограничению выбросов РВ	
159	
8. ОБЩИЕ ВЫВОДЫ.....	159
8.1 Основные реализованные меры, повышающие надежность АЭС	159
8.2 Проблемы безопасности.....	161
8.3 Возможные меры по повышению безопасности АЭС в дальнейшем	162
8.3.1 Возможные меры по повышению безопасности АЭС при землетрясении	162
8.3.2 Возможные меры по повышению безопасности АЭС при затоплении	164
8.3.3 Возможные меры по повышению безопасности АЭС при потере электроснабжения и потере конечного поглотителя тепла	164
8.3.4 Возможные меры по повышению безопасности АЭС в части управления авариями	165
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	166

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АБП	Агрегат бесперебойного питания
АВР	Автоматический ввод в работу
АЗ	Аварийная защита
АПЭН	Аварийный питательный электронасос
АРМ	Автоматический регулятор мощности
АЭС	Атомная электрическая станция
АСКРО	Автоматическая система контроля радиационной обстановки
АСУ ТП	Автоматическая система управления технологическим процессом
БАОТ	Баки аварийного отвода тепла
БВ	Бассейн выдержки
БЗОК	Быстродействующий запорный отсечной клапан
БПУ	Блочный пункт управления
БРУ-А	Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу
БРУ-К	Быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в конденсатор турбины
БС	Балтийская система высот
БЭР	Блок электроразводок
ВАБ	Вероятностный анализ безопасности
ВВЭР	Водо-водяной энергетический реактор
ВДВ	Внешние динамические воздействия
ВКУ	Внутрикорпусные устройства
ВОЗ	Возможный очаг землетрясения
ВПЭН	Вспомогательный питательный электронасос
ВУВ	Воздушная ударная волна
ГЕ	Гидроемкость
ГЦК	Главный циркуляционный контур
ГЦТ	Главный циркуляционный трубопровод
ГО	Герметичный объем
ГЦНА	Главный циркуляционный насосный агрегат
ДГ	Дизель-генератор
ДГУ	Дизель-генераторная установка
ЖМ	Жертвенный материал
ЗЛА	Зона локализации аварии
ЗПУПД	Защищенный пункт управления противоаварийными действиями
ЗО	Защитная оболочка
ЗПА	Запроектная авария
ИЛА	Инструкция по ликвидации аварии
ИС	Исходное событие
ИТТ	Исходные Технические Требования
ИПУ КД	Импульсное предохранительное устройство компенсатора давления
КД	Компенсатор давления
КИП	Контрольно-измерительные приборы
КЭН	Конденсатный электронасос
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
МРЗ	Максимальное расчетное землетрясение
НЭ	Нормальная эксплуатация
ННЭ	Нарушение нормальной эксплуатации

ОР	Органы регулирования
ОС	Очистные сооружения
ОСР	Общее сейсмическое районирование
ОЯТ	Отработавшее ядерное топливо
ПА	Проектная авария
ПДГУ	Передвижная дизель-генераторная установка
ПГ	Парогенератор
ПЗ	Проектное землетрясение
ПК	Предохранительный клапан
ПВД	Подогреватель высокого давления
ПНД	Подогреватель низкого давления
ППР	Планово-предупредительный ремонт
ООБ	Отчет по обоснованию безопасности
ПС	Поглощающий стержень
ПЭН	Питательный электронасос
РБК	Раствор борной кислоты
РДЭС	Резервная дизельная электростанция
РПУ	Резервный пункт управления
РУ	Реакторная установка
РУП	Республиканская унитарная компания
РУТА	Руководство по управлению тяжелыми авариями
РУЗА	Руководство по управлению запроектными авариями
САГ	Система аварийного газоудаления
САЭ	Система аварийного электроснабжения
САОЗ	Система аварийного охлаждения зоны
САЭ	Система аварийного электроснабжения
СБ	Система безопасности
СВБ	Система важная для безопасности
СКУ	Система контроля и управления
СМИ	Средства массовой информации
СМР	Сейсмическое микрорайонирование
СНЭ	Система надежного электроснабжения
СНЭ НЭ	Система надежного электроснабжения нормальной эксплуатации
СПДГ	Ступенчатый пуск дизель-генератора
СПОТ	Система пассивного отвода тепла
СУЗ	Система управления и защиты
ТА	Тяжелая авария
ТВС	Тепловыделяющая сборка
ТЗ	Техническое задание
ТКП	Технический кодекс установленвшейся практики
ТЭН	Трубчатый электронагреватель
ФБ	Функция безопасности
ХСТ	Хранилище свежего топлива
ЦВД	Цилиндр высокого давления
ЦНД	Цилиндр низкого давления
УЛР	Устройство локализации расплава
ЭО	Эксплуатирующая организация

ВВЕДЕНИЕ

11 марта 2011 года на АЭС Фукусима-1 (Япония) произошла серьезная авария, вызванная землетрясением и последующим цунами. В этой связи перед эксплуатирующими организациями и регулирующими органами появилась необходимость проведения подробного анализа причин и извлеченных уроков, а также разработки и реализации мер по предотвращению серьезных аварий, вызванных экстремальными и маловероятными событиями, смягчению их негативных последствий на население и окружающую среду.

25 марта 2011 года Европейский Совет объявил, что безопасность европейских АЭС должна быть пересмотрена на основе всеобъемлющей и прозрачной оценки риска (стресс-тестов). На пятом Совещании по рассмотрению действия Конвенции о ядерной безопасности (4-14 апреля 2011 года) Договаривающиеся стороны указали на необходимость переоценки безопасности АЭС и разработки дополнительных мер по улучшению безопасности АЭС в их совместном заявлении о происшествии на Фукусима-Дайити.

13 мая 2011 года Европейская группа регуляторов ядерной безопасности (ENSREG) и Европейская комиссия согласовали технические требования для стресс-тестов для европейских АЭС (Декларация ENSREG, Приложение 1: Спецификации стресс-теста ЕС). В соответствии с техническими требованиями ENSREG стресс-тесты являются целенаправленной переоценкой атомных электростанций в свете событий, произошедших на Фукусиме-1. Стресс-тесты должны включать подробный анализ экстремальных природных явлений и их комбинаций, которые оказывают влияние на функции безопасности АЭС и могут привести к тяжелой аварии.

В июне 2011 г. Республика Беларусь присоединилась к Совместной декларации Европейского союза и государств-соседей по проведению всеобъемлющей оценки рисков и безопасности АЭС (стресс-тестов) и приняла на себя обязательства по их проведению.

В рамках подготовки к стресс-тестам Белорусской АЭС Министерством по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь была сформирована нормативно-правовая основа их проведения. В частности был разработан и утвержден постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям от 28 апреля 2015 г. № 21 ТКП 566-2015 «Оценка частоты тяжелого повреждения активной зоны реактора (для внешних исходных событий природного и техногенного характера)» [22]. С целью совершенствования нормативных требований по проведению стресс-тестов с учетом международных рекомендаций, в 2017 году были принятые нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Требования к проведению стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) атомной электростанции», утвержденные постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 12.04.2017 № 12 [23]. Данный документ был разработан при поддержке проекта международной технической помощи Европейского союза.

Руководствуясь данными техническими нормативно-правовыми актами, эксплуатирующая организация (Государственное предприятие «Белорусская АЭС») в 2016-2017г. выполнила стресс-тесты реализуемого проекта и подготовила соответствующий отчет. К проведению переоценки безопасности были привлечены организации-разработчики проекта Белорусской АЭС (АО ИК «АСЭ» и АО «Атомпроект»). Отчет о проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС был согласован с Главным конструктором реакторной установки Белорусской АЭС - АО ОКБ «Гидропресс» и Научным руководителем разработки проектов АЭС и реакторной установки - НИЦ «Курчатовский институт».

Настоящий доклад подготовлен межведомственной рабочей группой под руководством начальника Департамента по ядерной и радиационной безопасности министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь (далее – Госатомнадзор), созданной 4 мая 2017 года распоряжением Премьер-министра Республики Беларусь.

Межведомственной комиссией по координации плана основных организационных

мероприятий по сооружению атомной электростанции в Республике Беларусь и контролю за его выполнением, утвержденной постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 5 ноября 2012 г. № 1010, согласован План действий («дорожная карта») по формированию и реализации направленных на повышение уровня безопасности Белорусской АЭС мероприятий, разработанных по результатам проведения целевой переоценки безопасности Белорусской АЭС (протокол № 03/37пр-дсп, от 27.09.2017).

1. ЗАКОНОДАТЕЛЬНАЯ И РЕГУЛИРУЮЩАЯ ОСНОВА

1.1 Создание и поддержание законодательной и регулирующей основы для обеспечения безопасности ядерных установок

О принятии глобального режима ядерной безопасности, приверженности делу осуществления ядерно-энергетической программы с соблюдением международных конвенций и договоров Республика Беларусь заявила путем их принятия и ратификации [1-14].

Деятельность в сфере обеспечении ядерной безопасности осуществляется в Республике Беларусь в соответствии с мировой практикой и рекомендациями МАГАТЭ. Принципы безопасности, определенные в публикации МАГАТЭ Основы безопасности №SF-1 «Основополагающие принципы безопасности», а также общие положения других норм безопасности МАГАТЭ заложены в основной Закон Республики Беларусь «Об использовании атомной энергии» и положения о республиканских органах государственного управления и иных государственных организаций в области использования атомной энергии.

В июне 2011 г. Республика Беларусь присоединилась к Совместной декларации Европейского союза и государств-соседей по проведению всеобъемлющей оценки рисков и безопасности АЭС (стресс-тестов) и приняла на себя обязательства по их проведению.

1.2 Национальные требования и регулирующие положения в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности

Правовое регулирование безопасности в области использования атомной энергии в Республике Беларусь имеет иерархическую структуру, предусматривает подчинение документов более низкой юридической силы соответствующим требованиям документов высшей юридической силы и осуществляется на основании Конституции Республики Беларусь и в соответствии с:

- законами Республики Беларусь;
- нормативными правовыми актами Президента Республики Беларусь;
- постановлениями Правительства Республики Беларусь;
- нормативными правовыми актами уполномоченных республиканских органов государственного управления, осуществляющих государственное регулирование деятельности по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии;
- нормами и правилами в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, техническими кодексами установившейся практики, а также другими техническими нормативными правовыми актами.

После принятия в 2008 году решения о реализации в Беларуси ядерной энергетической программы [15], нормативная база в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности претерпела существенные изменения. К 2017 году законодательство верхнего уровня (указы Президента Республики Беларусь, законы Республики Беларусь, постановления Правительства Республики Беларусь) было в целом сформировано. Его основу составляют:

Закон Республики Беларусь №122-3 от 5 января 1998 г. «О радиационной безопасности населения» [17];

Закон Республики Беларусь №426-3 от 30 июля 2008 г. «Об использовании атомной энергии» [16];

Указ Президента Республики Беларусь от 1 сентября 2010 г. №450 «О лицензировании отдельных видов деятельности» [18];

Указ Президента Республики Беларусь от 16 февраля 2015 г. № 62 «Об обеспечении безопасности при сооружении Белорусской атомной электростанции» [19];

Закон Республики Беларусь «О радиационной безопасности населения» определяет

основы правового регулирования в области обеспечения радиационной безопасности населения, направлен на создание условий, обеспечивающих охрану жизни и здоровья людей от вредного воздействия ионизирующего излучения.

Закон Республики Беларусь «Об использовании атомной энергии» регулирует отношения, связанные с проектированием, размещением, сооружением, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией, ограничением эксплуатационных характеристик, продлением срока эксплуатации и выводом из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также отношения, связанные с обращением с ядерными материалами при эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, и иные отношения в области использования атомной энергии.

Указ Президента Республики Беларусь от 1 сентября 2010 г. №450 «О лицензировании отдельных видов деятельности» регулирует порядок лицензирования деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения; определяет полномочия органов государственного управления по выдаче, приостановке, прекращению действия и возобновления лицензий, а также по проверке соблюдения лицензионных требований и условий лицензиатами; устанавливает общие и особые лицензионные требования и условия в области использования атомной энергии.

Указ Президента Республики Беларусь от 16 февраля 2015 г. № 62 «Об обеспечении безопасности при сооружении Белорусской атомной электростанции» устанавливает особый порядок организации и осуществления контроля за обеспечением безопасности при сооружении и вводе станции в эксплуатацию.

С учетом возложенных функций распоряжением Премьер-министра Республики Беларусь от 04.05.2017 №158р [21] Министерство по чрезвычайным ситуациям (МЧС) в лице Госатомнадзора выступило руководителем работ по подготовке Национального доклада о целевой переоценке безопасности Белорусской атомной электростанции (стресс-тесты).

В рамках подготовки к стресс-тестам Белорусской АЭС МЧС была сформирована нормативно-правовая основа их проведения. В частности, был разработан и утвержден постановлением МЧС от 28 апреля 2015 г. № 21 ТКП 566-2015 «Оценка частоты тяжелого повреждения активной зоны реактора (для внешних исходных событий природного и техногенного характера)» [22]. С целью совершенствования нормативных требований по проведению стресс-тестов с учетом международных рекомендаций, в 2017 году были приняты нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Требования к проведению стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) атомной электростанции», утвержденные постановлением МЧС Республики Беларусь от 12.04.2017 № 12 [23]. Данный документ был разработан при поддержке проекта международной технической помощи Европейского союза.

1.3 Система лицензирования

В Республике Беларусь сформирована система лицензирования деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения, обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Положением о лицензировании отдельных видов деятельности, утвержденным Указом Президента Республики Беларусь от 1 сентября 2010 г. №450 «О лицензировании отдельных видов деятельности» [18] определены основные нормативные требования в сфере ядерной безопасности. В качестве лицензируемого вида деятельности определена деятельность в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения. Лицензирующем органом является МЧС.

Основными лицензируемыми видами деятельности являются:

деятельность в области использование атомной энергии;

деятельность в области использования источников ионизирующего излучения;

деятельность по обращению с радиоактивными отходами;

деятельность по конструированию и изготовлению технологического оборудования для объектов использования атомной энергии, проектированию и изготовлению средств радиационной защиты;

деятельность по проведению экспертизы безопасности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения.

Деятельность в области использования атомной энергии включает следующие работы и (или) услуги:

проектирование, размещение, сооружение, эксплуатация, вывод из эксплуатации ядерных установок;

проектирование, размещение, сооружение, эксплуатация, вывод из эксплуатации пунктов хранения ядерных материалов;

обращение с ядерными материалами, ядерным топливом, отработавшими ядерными материалами, отработавшим ядерным топливом, эксплуатационными радиоактивными отходами;

выполнение работ и предоставление эксплуатирующими организациям услуг, влияющих на безопасность, включая строительство объектов.

Осуществление указанной деятельности без лицензий является незаконным.

МЧС делегировало своему структурному подразделению – Госатомнадзору – функции по организации процесса лицензирования деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения.

Правительством Республики Беларусь утвержден порядок проведения экспертизы документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при осуществлении деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения [24].

Объектом проведения экспертизы безопасности ядерной установки являются документы, обосновывающие обеспечение безопасности ядерной установки, проектная, конструкторская, технологическая и эксплуатационная документация на ядерную установку, представляемые соискателем лицензии в МЧС. Экспертиза безопасности, назначаемая МЧС, проводится с целью определения уровня безопасности ядерной установки путем сопоставления принятых проектных решений и результатов их реализации с требованиями нормативных правовых актов, в т.ч. технических нормативных правовых актов, в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Оценка безопасности ядерной установки проводится систематически в течение всего жизненного цикла ядерной установки эксплуатирующей организацией и Госатомнадзором [6].

Лицензия выдается только в случае положительных результатов проведенной оценки обеспечения безопасности ядерной установки. На этапе сооружения ядерных установок при лицензировании выполняется оценка проектных решений и мер, принятых для обеспечения их безопасности.

Вопросы, затрагиваемые в стресс-тестах, не являются предметом рассмотрения в рамках стандартной процедуры лицензирования.

Эксплуатирующей организацией Белорусской АЭС, получившей в установленном порядке лицензию на деятельность в области использования атомной энергии в части сооружения, является Республиканское унитарное предприятие «Белорусская атомная электростанция».

Республиканское унитарное предприятие «Белорусская атомная электростанция» (Государственное предприятие «Белорусская АЭС») создано в соответствии с Указом Президента Республики Беларусь от 30 декабря 2013 года № 583 «О реорганизации государственного учреждения «Дирекция строительства атомной электростанции», приказом Министерства энергетики Республики Беларусь от 10 января 2014 г. № 1 в результате реорганизации государственного учреждения «Дирекция строительства атомной электростанции» путем его преобразования в республиканское унитарное предприятие.

Учредителем предприятия и республиканским органом государственного управления предприятием является Министерство энергетики Республики Беларусь.

Предприятие является оператором (эксплуатирующей организацией) атомной электростанции и несет всю полноту ответственности за безопасность на всех этапах жизненного цикла Белорусской АЭС [33].

1.4 Система регулирующего контроля и оценки

Согласно Закону Республики Беларусь «Об использовании атомной энергии» [16] МЧС:

осуществляет государственный надзор в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

организует и осуществляет государственный надзор за обращением с отработавшими ядерными материалами и эксплуатационными радиоактивными отходами;

осуществляет контроль за соблюдением законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

участвует в организации и проведении работ по оценке соответствия оборудования, изделий и технологий для объектов использования атомной энергии;

обеспечивает функционирование единой государственной системы учета и контроля источников ионизирующего излучения и государственной системы учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь;

организует проведение экспертизы безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, а также их проектов, в том числе с привлечением независимых экспертов.

В соответствии с Указом Президента Республики Беларусь от 29.12.2006 № 756 «О некоторых вопросах Министерства по чрезвычайным ситуациям» [20] Госатомнадзору, как структурному подразделению с правами юридического лица центрального аппарата МЧС, делегировано осуществление специальных функций в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности: государственный надзор в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности; контроль за исполнением законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

В основу регулирующего контроля в области обеспечения безопасности положены фундаментальные функции обеспечения безопасности и принципы глубокоэшелонированной защиты, соответствующие современным международным практикам в этой области, отраженным в документах МАГАТЭ.

Белорусская АЭС является единственным объектом такого рода в стране. Как следствие, на площадке строительства установлен особый порядок организации и осуществления контроля за обеспечением безопасности при сооружении и вводе станции в эксплуатацию [19], который позволяет надзорным органам осуществлять постоянный контроль (надзор) в своей сфере с применением санкций и иных мер воздействия. Порядок его организации и осуществления установлен Правительством Республики Беларусь [25]. Создание такой системы контроля за обеспечением безопасности при сооружении и вводе станции в эксплуатацию позволило продолжить последовательные шаги по внедрению в национальное законодательство рекомендаций МАГАТЭ для достижения высоких стандартов безопасности.

Общая координация надзора за сооружением Белорусской АЭС осуществляется Министерством по чрезвычайным ситуациям через Рабочую группу для координации надзора за строительством Белорусской АЭС. В указанную группу под руководством первого заместителя Министра по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь входят представители всех контролирующих (надзорных) органов. Полномочия Рабочей группы установлены постановлением Правительства о ее создании [26]. Отмечается, что указанный механизм координации контрольно-надзорной деятельности оценен экспертами миссии

МАГАТЭ по комплексной оценке регулирующей инфраструктуры (IRRS), прошедшей в период с 3 по 14 октября 2016 года в Республике Беларусь, как «хорошая практика».

Области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, подлежащие оценке со стороны регулирующего органа, основаны на установившейся международной практике, закрепленной в документах МАГАТЭ. В их числе: характеристика площадки для строительства АЭС, проект АЭС, система управления деятельностью эксплуатирующей организации, компетенции персонала, аварийная готовность и реагирование, концепция глубокоэшелонированной защиты, учет лучших мировых практик и др.

На законодательном уровне определены состав и содержание документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности, подлежащих к представлению в регулирующий орган в рамках процедуры лицензирования. Регулирующий орган обладает достаточными полномочиями для проведения экспертной оценки поступающих документов в отношении вопросов ядерной и радиационной безопасности. Существующая система регулирующего контроля и оценки предоставляет регулирующему органу достаточно широкие полномочия как по имплементации положений Отчета в систему безопасности Белорусской АЭС, так и по контролю результатов такой имплементации.

Национальным законодательством предусмотрена основа для внедрения мер, направленных на повышение устойчивости и безопасности функционирования организаций в условиях воздействия природных и техногенных факторов, приводящих к чрезвычайным ситуациям. Разработка таких мер является обязательной для организаций [27]. Регулирующий орган наделен полномочиями по разработке и направлению в организации, эксплуатирующие объекты использования атомной энергии, обязательные для рассмотрения предложения по вопросам повышения устойчивости таких объектов [20].

Оценка Отчета о проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС (далее – Отчет) осуществлена в рамках существующих процедур взаимодействия с эксплуатирующей организацией и организацией технической поддержки с привлечением экспертов, имеющих необходимые технические компетенции.

Расчетные оценки, представленные в настоящем Докладе, получены с использованием верифицированных и аттестованных программных средств [31].

1.5 Обеспечение выполнения применимых регулирующих положений и условий лицензий

В соответствии с Положением о Госатомнадзоре (утверждено Указом Президента Республики Беларусь от 29.12.2006 №756 [20]) Госатомнадзор наделен полномочиями контроля за исполнением законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности. При выявлении в ходе надзорной деятельности нарушений действующего законодательства по результатам проверки составляется акт проверки. По фактам выявленных нарушений может быть составлен протокол об административном правонарушении (-ях) и (или) вынесено постановление по делу об административном правонарушении. На основании составленного акта выносится решение или требование об устранении нарушений, которые были установлены в ходе проверки. Решение по акту проверки, как и требование, является обязательным для исполнения.

Законодательством предусмотрено, что в случаях, когда нарушения составляют угрозу национальной безопасности, причинения вреда жизни и здоровью населения, окружающей среде, выносится требование о приостановлении деятельности проверяемого субъекта, цехов (производственных участков), оборудования, эксплуатации транспортных средств, производства и реализации товаров (работ, услуг) в день, когда выявлено нарушение. В этом требовании должны быть указаны сроки приостановления и сроки информирования контролирующего органа о том, что нарушения устранины. Наличие фактов, которые указывают на признаки преступления, дает право контролирующему органу передать материалы проверки в органы уголовного преследования.

Проверяемый субъект имеет право обжаловать решения надзорных органов по акту проверки, а также требования об устранении нарушений, действия или бездействия проверяющих.

При выявлении нарушений лицензиатом (его работником, обособленным подразделением) законодательства о лицензировании, лицензионных требований и условий лицензирующий или другой контролирующий (надзорный) орган выносит лицензиату в установленном порядке требование (предписание) об устранении выявленных нарушений и устанавливает срок их устранения. Этот срок не может превышать 6 месяцев.

Если в установленный срок лицензиатом не устранены нарушения, указанные в требовании (предписании) об устранении выявленных нарушений, либо в лицензирующий или другой контролирующий (надзорный) орган не представлено письменное уведомление об устранении таких нарушений, либо лицензирующим или другим контролирующим (надзорным) органом выявлено нарушение лицензиатом (его работником, обособленным подразделением) особых лицензионных требований и условий, лицензирующий орган по своей инициативе или по представлению другого контролирующего (надзорного) органа принимает решение о приостановлении действия лицензии на срок до 6 месяцев.

Если в установленный срок лицензиатом не устранены нарушения, повлекшие за собой приостановление действия лицензии, либо в лицензирующий или другой контролирующий (надзорный) орган не представлено письменное уведомление об устранении таких нарушений, лицензирующий орган, выдавший лицензию, принимает решение о прекращении ее действия.

За невыполнение требований законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности предусмотрена административная ответственность в соответствии с Кодексом Республики Беларусь об административных правонарушениях или уголовная ответственность в соответствии с Уголовным кодексом Республики Беларусь [28, 29]. Уголовная ответственность наступает при установлении в ходе проверки фактов, указывающих на признаки преступления, определенных в Уголовном Кодексе Республики Беларусь.

Кроме этого, в рамках лицензионно-разрешительной деятельности предусмотрен механизм дополнения выдаваемых лицензий на осуществление деятельности в области использования атомной энергии специальными лицензионными требованиями и условиями для объектов использования атомной энергии. Такие специальные лицензионные требования и условия могут включать, в том числе, мероприятия, направленные на повышение уровня безопасности, разработанные в рамках проведения анализа отчета о проведении стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) Белорусской атомной электростанции.

1.6 Прозрачность и информирование общественности

В соответствии с Положением о Министерстве по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь (утверждено Указом Президента Республики Беларусь от 29.12.2006 №756) [20] МЧС информирует (оповещает) в соответствии с законодательством республиканские органы государственного управления, местные исполнительные и распорядительные органы, иные организации, население по вопросам обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Функция по информированию общественности о состоянии безопасности радиационных объектов, ядерных установок, объектов атомной энергетики закреплена также в Положении о Госатомнадзоре.

Госатомнадзор в рамках подготовки Национального доклада о целевой переоценке безопасности Белорусской атомной электростанции (стресс-тесты) в соответствии со своей Информационно-коммуникационной стратегией [30] проводил активную информационную работу. Запланировано размещения Национального доклада, в том числе, на сайте Госатомнадзора в открытом доступе.

2. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О ПЛОЩАДКЕ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС И ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС

2.1 Краткое описание характеристик площадки размещения АЭС

В административном отношении площадка строительства Белорусской АЭС расположена на северо-востоке Гродненской области, в Островецком районе, в 19 км к северо-востоку от г. Островец, в 23 км к востоку от границы с Литовской Республикой.

Положение площадки Белорусской АЭС в географическом плане определяется следующими координатами: широта 54°46', долгота 26°07'.

Площадка спланирована. Абсолютные отметки 174,5 – 182,7 м БС.

Кратчайшие расстояния до ближайших административных границ соседних областей составляют:

Минская область – 28 км на восток;

Брестская область – 150 км на юг;

Витебская область – 29 км на север.

Ближайшими сопредельными государствами являются: Литовская Республика 23 км, Латвийская Республика 110 км, Республика Польша 200 км, Российская Федерация 150 км, Украина 320 км.

Ближайшие административные районы Гродненской области: Сморгонский район – 12,5 км; Мядельский район – 16,5 км; Ошмянский район – 31 км и Поставский район Витебской области – 22,5 км.

В 100 км зоне от площадки АЭС расположен один город с населением более 100 тыс. чел. – г. Вильнюс (столица Литовской Республики) в 49,5 км.

В геоморфологическом отношении территории строительства АЭС находится в области центрально-белорусских возвышенностей и гряд, в западно-белорусской подобласти в пределах Нарочано-Вилейской низины и представляет собой мелкохолмистую и покатоволнистую равнину Поозерского периода, приподнятую на 140-180 м над уровнем моря. В 30 км западнее от пункта размещения АЭС находится наивысшая точка Островецкого района с отметкой 309 м.

Гидрографическая сеть представлена крупной р. Вилией (на север в 5 км) с притоками Страча (4 км), Ошмянка (5,5 км), Лоша (9 км) – приток р. Ошмянки, Гозовка, Полпе, а также Сорочанской группой озер (10 км), водохранилищем Ольховское (7 км), мелкими речками и канавами. Река Вилия, которая также протекает по территории Литвы (Нерис), впадает в р. Неман. В зоне наблюдения АЭС протекают р. Вилия (на север в 5 км) и 3 небольших ее левых притока: Гозовка – длиной 17 км, Полпе – длиной 9,3 км, Лоша – длиной 9 км.

Источником воды для технологических нужд является р. Вилия.

По официальным источникам в 30 километровой зоне вокруг АЭС имеется 595 населенных пунктов с общим количеством населения 46097 человек.

2.2 Основные характеристики энергоблоков

Белорусская АЭС состоит из 2 энергоблоков, которые находятся на стадии сооружения. Энергоблок Белорусской АЭС состоит из реакторной установки с водо-водяным энергетическим реактором типа ВВЭР-1200 на тепловых нейтронах и турбогенераторной установки. Тепловая схема преобразования и передачи энергии от реактора к турбогенератору является двухконтурной. Тепло, получаемое за счет реакции деления ядерного топлива в активной зоне реактора, передается теплоносителю первого контура.

Теплоноситель первого контура по четырем циркуляционным петлям ГЦТ поступает в парогенераторы. Пар, произведенный в парогенераторах, подается на турбину.

АЭС компонуется двумя энергоблоками тепловой мощностью 3200 МВт и электрической мощностью 1194 МВт. Давление 1 контура – 16,2 МПа.

Предполагаемый срок первого вывода РУ энергоблока № 1 Белорусской АЭС в критическое состояние –2019 год.

Основные технические характеристики энергоблока АЭС с ВВЭР-1200 приведены в таблице 2.2.1.

Таблица 2.2.1 - Основные технические характеристики энергоблока АЭС с ВВЭР-1200

Наименование характеристики	Величина
1 Структура энергоблока	моноблок
2 Срок службы, год:	
- энергоблок	50
- реакторная установка	60
3 Мощность энергоблока, МВт:	
- электрическая (брутто) при гарантийных условиях	1194
- тепловая	3200
4 Техлофикационная мощность энергоблока, МВт	46,6
5 Коэффициент использования установленной мощности, отн.ед.	0,9
6 Расход электроэнергии на собственные нужды (с учетом затрат на оборотное водоснабжение и площадочных затрат), %	7,0
7 Неплановые автоматические остановки реактора, менее,1/год	0,5
8 Среднегодовая продолжительность плановых остановов (перегрузка реактора, регламентные работы, ППР), сутки, не более	25
9 Численность промышленно-производственного персонала для первого энергоблока (удельная), чел./МВт	0,66
10 Количество ТВС в активной зоне, шт.	163
11 Количество ТВС с ОР СУЗ, шт.	121
12 Максимальная глубина выгорания, средняя по ТВС, МВт·сут/кгU	60
13 Продолжительность кампании топлива, год	4 (3)
14 Периодичность перегрузки топлива, месяц	12 (18)
15 Среднее обогащение топлива подпитки изотопом - U ²³⁵ , %	4,79
16 Средняя глубина выгорания топлива в выгружаемых ТВС для режима стационарных перегрузок, МВт·сут/кгU	55,5
17 Основные параметры теплоносителя: <u>первого контура:</u>	
- температура на входе в активную зону, °C	298,2
- температура на выходе из активной зоны, °C	328,6
- подогрев теплоносителя на активной зоне, °C	30,4

	<ul style="list-style-type: none"> - расход теплоносителя через реактор, м³/ч - давление на выходе из активной зоны, МПа <p><u>второго контура:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> - давление пара на выходе из ПГ, МПа - паропроизводительность ПГ, т/ч - температура питательной воды, °С - влажность пара на выходе из ПГ, % не более - температура генерируемого пара на выходе из коллектора пара ПГ, °С 	88000 16,2±0,3 7,0±0,1 1602 ^{+112*} 225±5 0,2 285,8 ± 1
		*максимальное допустимое отклонение
18	Турбоустановка	K-1200-6,8/50
19	Конструктивная формула турбоустановки	2ЦНД+ЦВД+2ЦНД
20	Схема регенеративного подогрева	4ПНД + Д + 2ПВД
21	Количество и тип привода основных питательных насосов	Предварительно: 5 ПЭН, (эл.привод)
22	Генератор	T3B-1200-2
23	Тип охлаждения генератора	Полное водяное
24	Схема циркуляционного водоснабжения турбоустановки	Оборотная схема с испарительными градирнями
25	Схема технического водоснабжения систем важных для безопасности	Оборотная схема с брызгальными бассейнами
26	Хранилище свежего ядерного топлива и твердых радиоактивных отходов в составе: <ul style="list-style-type: none"> - хранилище свежего топлива - хранилище твердых радиоактивных отходов: <ul style="list-style-type: none"> - отверженные жидкие РАО (низкоактивные и среднеактивные): - очень низкоактивные твердые РАО - низкоактивные твердые РАО 	499,3 м ² 777,5 м ² (1 блок) 673,5 м ² (2 блок) 38 контейнеров НЗК (57 м ³) в год с учетом возможных аварийный ситуаций Площадь помещения хранения 194,0 м ² рассчитана на 448 контейнеров 27 бочек (5,42 м ³) в год 161 бочек (32,3 м ³) в год Площадь

	<p>помещения хранения 133,7 м² рассчитана на 1626 бочек (включая очень низкоактивные и низкоактивные РАО)</p> <p>Площадь помещения хранения длинномеров 28,5 м²</p> <p>Площадь помещения временного хранения фильтров 11,76 м²</p> <p>- среднеактивные твердые РАО</p> <p>25 бочек (2,5 м³) в год</p> <p>Площадь помещения хранения 54,6 м² рассчитана на 546 бочек</p> <p>- высокоактивные твердые РАО</p> <p>0,5 м³ в год</p> <p>Площадь отсека хранения 18,6 м²</p>
27 Наличие хранилища отработавшего ядерного топлива	<p>Имеется приреакторное мокрое хранилище (бассейн выдержки), описание системы хранения отработавших ТВС, размещенной в реакторном отделении, а также систем, обеспечивающих транспортно-технологические операции с топливом приведены в [31]</p>

28 Двойная защитная оболочка здания реактора	
наружная защитная железобетонная	
- диаметр внутренний, м	50,0
- отметка вершины купола, м	70,2
- толщина (цилиндрической части/куполя), м	0,8/0,6
внутренняя герметичная железобетонная	
- диаметр внутренний, м	44,0
- отметка вершины купола, м	67,7 (с учетом пилястры 68,5)
- толщина (цилиндрической части/куполя), м	1,2/1,0
- расчетное избыточное давление, МПа	0,4
- расчетная температура, °С	150
аварийная система очистки воздуха межоболочечного пространства от радиоактивных протечек обеспечивает очистку не ниже:	
- элементарный йод, %	99,9
- органический йод, %	99
- аэрозоли, %	99,99

2.3. КОНЦЕПЦИЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

2.3.1. Основные принципы и критерии обеспечения безопасности АЭС

2.3.1.1. Общая цель обеспечения безопасности.

АЭС удовлетворяет требованиям безопасности, если ее радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и проектных авариях не приводит к превышению установленных доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде, а также ограничивает это воздействие при запроектных авариях.

Безопасность АЭС должна обеспечиваться за счет последовательной реализации глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Основной целью обеспечения безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС является принятие эффективных мер, направленных на предотвращение аварий и защиту персонала и населения за счет предотвращения выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду при любых обстоятельствах. АЭС является безопасной, если:

- радиационное воздействие от нее на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и при проектных авариях не приводит к превышению установленных величин;

- радиационное воздействие ограничивается до приемлемых значений при ЗПА.

2.3.1.2. Основные принципы безопасности.

На данном этапе строительства ядерная безопасность РУ и АЭС определяется техническим совершенством проектов, требуемым качеством изготовления, монтажа, наладки и испытаний элементов и систем, важных для безопасности, их надежностью при эксплуатации, диагностикой технического состояния оборудования, соответствующей организацией работ, квалификацией и дисциплиной персонала.

Предусмотренная проектом концепция обеспечения безопасности Белорусской АЭС заключается в использовании системы технических и организационных мер глубокоэшелонированной защиты, в том числе за счет:

- использования и развития свойств внутренней самозащищенности;
- использования систем безопасности, построенных на основе принципов резервирования, пространственной и функциональной независимости, единичного отказа;
- использования надежных, проверенных практикой технических решений и обоснованных методик, расчетных анализов и экспериментальных исследований;
- выполнения требований нормативных правовых актов по безопасности РУ и АС, а также строгого соблюдения требований, заложенных в проектах РУ и АС;
- устойчивости технологических процессов;
- реализации систем обеспечения качества на всех этапах создания и эксплуатации АС;
- формирования и внедрения культуры безопасности на всех этапах создания и эксплуатации АС.

2.3.1.3. Проектные пределы

Проект РУ выполнен с учетом всего спектра состояний АЭС.

Проектные условия в зависимости от частоты возникновения исходных событий разделены на четыре категории:

- категория 1 – нормальная эксплуатация;
- категория 2 – условия отказов (повторяемость исходных событий в год: $f \geq 10^{-2}$);
- категория 3 – постулируемые аварии класса 1 (повторяемость исходных событий в год: $10^{-2} > f \geq 10^{-4}$);
- категория 4 – постулируемые аварии класса 2 (повторяемость исходных событий в год $10^{-4} > f \geq 10^{-6}$).

Дополнительно к положениям, предусмотренным в проекте, по выполнению требований детерминистических проектных условий, учтены определенные положения о дополнительных условиях проектирования, что по определению соответствует запроектным авариям. Это предусмотрено для возможности обозначить необходимость (с учетом результатов анализа) реализации мер, включая модернизированное или дополнительное оборудование, или процедуры по управлению авариями для:

- сложных последовательностей, которые включают отказы сверх тех, которые рассматривались в детерминистических проектных условиях, но не приводят к расплавлению активной зоны;
- аварий с расплавлением активной зоны.

Проектом РУ предусмотрены меры по управлению развитием и ослаблению последствий такого типа аварий (для запроектных аварий без расплавления активной зоны – меры по предотвращению расплавления, для запроектных аварий с расплавлением активной зоны – меры по снижению давления в корпусе реактора в момент его разрушения).

Для исходных событий категорий 1 и 2 установлены, соответственно, эксплуатационный предел и предел безопасной эксплуатации по повреждению твэлов согласно нормам и правилам:

- допустимое количество твэлов с повреждениями типа «газовая неплотность»:
 - 1) 0,2 % твэлов – эксплуатационный предел;
 - 2) 1,0 % твэлов – предел безопасной эксплуатации;
- допустимое количество твэлов с прямым контактом топлива и теплоносителя:
 - 1) 0,02 % твэлов – эксплуатационный предел;
 - 2) 0,1 % твэлов – предел безопасной эксплуатации.

Для проектных аварий установлены следующие критерии по количеству разгерметизировавшихся в процессе аварии твэлов в активной зоне:

- для проектных условий категории 3 – не более 1 % от общего количества твэлов;

- для проектных условий категории 4 – не более 10 % от общего количества твэлов.

Для проектных аварий категории 3, связанных с:

- разгерметизацией первого контура (в соответствующих анализа определен размер течи первого контура, при котором отсутствует кризис теплообмена);
- проектными авариями разгерметизации второго контура;
- непосадкой одного ИПУ КД,

не должны быть превышены пределы безопасной эксплуатации твэлов за счет обеспечения подкритичности активной зоны, сохранения её под заливом теплоносителя и обеспечения бескризисного охлаждения с учётом предусмотренных проектных запасов, быстродействия и эффективности защитных систем.

Для проектных аварий и сложных последовательностей установлен максимальный проектный предел повреждения твэлов, соответствующий следующим предельным параметрам:

- температура оболочек твэлов - не более 1200 °C;
- локальная глубина окисления оболочек твэлов - не более 18 % первоначальной толщины стенки;
- доля прореагировавшего циркония - не более 1% его массы в оболочках твэлов;
- максимальная температура топлива должна быть не выше температуры плавления.

Для режимов тяжелых запроектных аварий с расплавлением активной зоны и выходом расплава за пределы корпуса реактора установлены следующие приемочные критерии:

- концентрация смеси газов, которые образуются в реакторе и подреакторном пространстве после выпадения расплава, не должна достигать взрывоопасного значения;
- давление в первом и втором контурах не должно превышать соответствующих значений давлений гидравлических испытаний на прочность;
- если остатки активной зоны нельзя охладить внутри корпуса реактора, то в момент проплавления корпуса давление в системе теплоносителя первого контура должно быть не более 1 МПа;
- допустимое воздействие импульса давления на элементы шахты бетонной – 150 кПа · с;
- максимально допустимое давление в шахте бетонной – 2,0 МПа;
- должно исключаться кипение расплава;
- должна быть обеспечена подкритичность разрушенной и расплавленной активной зоны.

2.3.2 Принципы построения систем безопасности

В проекте предусмотрены системы безопасности и специальные технические средства, предназначенные для выполнения следующих основных функций безопасности в условиях отказа, проектной аварии или запроектной аварии:

- Система аварийной остановки реактора и поддержанию его в подкритическом состоянии;
- Система аварийного отвода тепла от реактора;
- Система охлаждения ядерного топлива;
- Система удержания радиоактивных веществ в установленных границах;
- Система сохранения целостности границ первого контура.

Системы безопасности и их элементы обеспечивают выполнение своих функций при всех учитываемых в проекте внешних воздействиях:

- в составе защитных систем безопасности, выполняющих функции аварийного охлаждения и отвода остаточных тепловыделений от активной зоны, используется активная и пассивная части; локализующая система безопасности также включает в свой состав активные и пассивные системы и элементы;

– выполнено пространственное разделение каналов систем безопасности и обеспечивается конструктивная защита каналов, которые исключают возможность отказов по общей причине (при пожарах, при затоплении);

– системы безопасности обеспечиваются электроэнергией от независимых источников (дизель-генераторов), выполненных в соответствии с требованиями к обеспечивающим системам безопасности.

В режимах нормальной эксплуатации энергоблока защитные системы не функционируют и находятся в состоянии ожидания, проходя периодические проверки и испытания согласно технологическому регламенту.

Системы безопасности проектируются устойчивыми против отказов, включая зависимые отказы и отказы по общей причине, и способными выполнять функции при потере энергоснабжения.

Основные принципы, примененные в отношении систем безопасности:

- Принцип единичного отказа;
- Многоканальность (применена 4-х канальная структура);
- Разнообразие;
- Физическое разделение;
- Пассивность (применяется для отдельных систем, например: гидроемкость САОЗ).

2.3.2.1. Принцип глубокоэшелонированной защиты

Применение принципа глубокоэшелонированной защиты позволяет выполнить требования полноты учета всех возможных исходных аварийных событий на АЭС с обеспечением достаточного и необходимого уровня безопасности. Суть принципа глубокоэшелонированной защиты состоит в применении системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров, а также сохранению их эффективности при непосредственной защите населения.

В техническом проекте Белорусской АЭС предусмотрены пять барьеров, препятствующих недопустимому выходу радиоактивных веществ и ионизирующего излучения.

Система барьеров для АЭС:

- Топливная матрица;
- Оболочка ТВЭЛ;
- Границы контура теплоносителя реакторной установки;
- Герметичное ограждение реакторной установки;
- Биологическая защита.

Для обеспечения эффективной защиты барьеров Белорусской АЭС предусматривается многоуровневая защита АЭС.

Каждый из уровней защиты АЭС обеспечивает определенную эффективность защиты барьеров от характерных для данного уровня воздействий. Для каждого уровня предусмотрены соответствующие технические и/или организационные меры по предотвращению и/или ослаблению последствий воздействий за счет ограничения нормальной эксплуатации вплоть до прекращения эксплуатации АЭС, с целью предотвращения перехода АЭС с более высокого уровня защиты на более низкий или обеспечения ослабления последствий в случае, если такое предотвращение окажется безрезультатным, а также с целью возврата АЭС с более низкого уровня защиты на более высокий.

Применение многоуровневой защиты позволяет выполнить требования полноты учета возможных состояний АЭС и разумной достаточности мер безопасности.

- Уровень 1: Условия размещения АЭС и предотвращение нарушений нормальной эксплуатации;
- Уровень 2: Предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации;
- Уровень 3: Предотвращение запроектных аварий системами безопасности;
- Уровень 4: Управление запроектными авариями;
- Уровень 5: Противоаварийное планирование.

Технические средства, предусмотренные на уровне 1

Целью уровня 1 является обеспечение безопасности АЭС за счет проведения нормальной эксплуатации с соблюдением заданных для нормальной эксплуатации пределов и условий, предусмотренными для нормальной эксплуатации техническими средствами и организационными мерами, направленными на сохранение эффективности барьеров.

На уровне 1 функционирование систем направлено на обеспечение экономичного режима выдачи электроэнергии потребителям и на поддержание эксплуатационных пределов и условий. Работа энергоблока в режиме нормальной эксплуатации обеспечивается системами автоматического регулирования, защитами и блокировками, реализуемыми СКУ НЭ. На первом уровне защиты преимущественным является автоматизированное управление – управление, осуществляемое с участием персонала при помощи средств автоматики. Предусмотрена система контроля, управления и диагностики РУ (СКУД), которая выполняет диагностирование в процессе эксплуатации основного технологического оборудования РУ.

Цели и функции защиты, предусмотренные на уровне 2

Основные цели, решаемые на уровне 2 защиты:

- выявление отклонений от нормальной работы и их устранение;
- управление при эксплуатации с отклонениями.

Технические средства уровня 2 представлены системами нормальной эксплуатации. Основными функциями защиты уровня 2 являются:

- Перевод реактора в подкритическое состояние;
- Поддержание запаса котловой воды в ПГ, отвод тепла и расхолаживание РУ через второй контур;
- Поддержание запаса теплоносителя в активной зоне реактора, отвод тепла и расхолаживание РУ через первый контур;
- Ограничение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду;
- Обеспечение резервного электропитания систем нормальной эксплуатации;
- Обеспечение контроля и управления технологическими системами нормальной эксплуатации, в том числе важными для безопасности.

Цели и функции защиты, предусмотренные на уровне 3

Основные цели, решаемые на уровне 3:

- предотвращение перерастания исходных событий в проектные аварии, а проектных аварий – в запроектные с применением систем безопасности;
- ослабление последствий аварий, которые не удалось предотвратить, путем локализации выделяющихся радиоактивных веществ.

Основные функции безопасности уровня 3 и соответствующие технические средства:

- Перевод реактора в подкритическое состояние;
- Поддержание запаса теплоносителя в активной зоне реактора при высоком давлении в первом контуре;
- Поддержание запаса теплоносителя и отвод остаточного тепла от активной зоны реактора при низком давлении в первом контуре;

- Снижение давления в первом контуре при межконтурной течи из первого во второй контур;
- Сброс неконденсирующихся газов из первого контура;
- Отвод тепла от активной зоны реактора через парогенераторы;
- Отвод тепла из объема герметичной оболочки;
- Защита герметичной оболочки от перевакууммирования;
- Локализация герметичной оболочки;
- Локализация систем реакторного отделения по границе сейсмостойкости;
- Локализация аварийного парогенератора от систем второго контура и внешней среды;
- Защита первого контура от превышения давления;
- Защита второго контура от превышения давления;
- Удаление водорода из объема герметичной оболочки;
- Обеспечение резервного электропитания от аварийных дизель-генераторов;
- Обеспечение аварийного электропитания от аккумуляторных батарей;
- Обеспечение контроля и управления технологическими системами безопасности.

Цели и функции защиты, предусмотренные на уровне 4

Основные цели, решаемые на уровне 4:

- предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий;
- защита герметичного ограждения от разрушения при запроектных авариях и поддержание его работоспособности;
- возвращение АЭС в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах.

Технические средства уровня 4 представлены системами нормальной эксплуатации, системами безопасности, а также дополнительными техническими средствами по управлению ЗПА.

Основные функции защиты уровня 4:

- Перевод реактора в подкритичное состояние;
- Отвод тепла и расхолаживание реакторной установки через парогенераторы;
- Отвод тепла от защитной оболочки;
- Снижения давления в первом контуре для исключения сценария выхода расплава из корпуса реактора при высоком давлении;
- Снижение газоаэрозольного выброса через неплотности двойной защитной оболочки;
- Подавление водорода в объеме герметичной оболочки;
- Локализация летучих форм йода в объеме герметичной оболочки;
- Локализация расплава топлива при аварии с разрушением корпуса реактора;
- Охлаждение расплава активной зоны в ловушке.

Организационные меры, предусмотренные на уровне 5.

Противоаварийная документация разрабатывается на основе технологического регламента энергоблока, отчетов по обоснованию безопасности АЭС, а также в полном соответствии с проектно-конструкторской документацией.

Проект Белорусской АЭС предусматривает разработку следующих противоаварийных инструкций:

Событийные инструкции:

- инструкции по ликвидации аварий «Нарушения нормальной эксплуатации», при этом проектом предусмотрен только событийный формат предоставления информации, что полностью оправдано характером ликвидируемых событий: нарушения нормальной эксплуатации – простые, легко распознаваемые, учитываемые проектом события;
- ИЛА «Проектные аварии»;
- руководства по управлению запроектными авариями.

Симптомно-ориентированные аварийные инструкции:

- ИЛА «Проектные аварии»;
- руководства по управлению запроектными авариями;
- руководства по управлению тяжелыми авариями, предусмотрен только симптомно-ориентированный формат.

Противоаварийные инструкции в событийном формате будут разработаны и переданы в составе пакета документов для получения лицензии на эксплуатацию Белорусской АЭС.

В настоящее время разработка пакета документов, необходимых для получения лицензии на эксплуатацию Белорусской АЭС, в том числе и противоаварийной документации в событийном формате, находится на финальной стадии. Также выполняются необходимые мероприятия для разработки противоаварийных инструкций в формате СОАИ, определяются источники финансирования и исполнители данных работ. Необходимо отметить, что разработка инструкций в формате СОАИ предусматривает выполнение расчетных обоснований для большого количества сценариев противоаварийных инструкций.

2.3.2.2. Принцип внутренней самозащищенности

Усовершенствованные реакторы третьего поколения, использующие свойства пассивной или «внутренне присущей безопасности».

Принцип внутренней самозащищенности, реализованный в проекте, выражается в способности РУ предотвращать развитие исходных событий и аварий, ограничивать их последствия без участия персонала, потребления энергии и внешней помощи в течение длительного времени. Это время будет использовано персоналом для оценки ситуации и выполнения корректирующих действий.

Критериями уровня самозащищенности являются длительность допустимого «периода невмешательства» в различных ситуациях, уровень самоограничения величин важнейших параметров безопасности, инерционность аварийных процессов.

Свойства внутренней самозащищенности реактора направлены на самоограничение энерговыделения и самогашение, ограничение давления и температуры в реакторе, скорости разогрева, масштабов разгерметизации первого контура и темпа истечения, масштабов повреждения топлива.

Эти свойства в проекте обеспечиваются следующим:

- свойствами самоограничения энерговыделений активной зоны за счет отрицательных коэффициентов реактивности во всех критических состояниях, возможных во всем диапазоне изменения параметров реактора при нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии;
- срабатыванием органов регулирования в режиме аварийной защиты на основе гравитационных сил (перемещение органов регулирования в активную зону под собственным весом);
- компоновкой оборудования и геометрией первого контура реакторной установки, позволяющих обеспечить условия развития и поддержания естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре и теплоотвод от активной зоны при потере или отсутствии принудительной циркуляции;
- использованием в проекте компенсатора давления с паровой подушкой, благодаря которому в процессе эксплуатации обеспечивается «мягкое» ограничение отклонений давления от номинального значения при сжатии или расширении паровой

подушки в компенсаторе. Водяной объем за счет обратных связей в процессе «испарение-конденсация как функции давления» также участвует в процессе поддержания давления: при увеличении парового объема (снижении уровня) вода в компенсаторе испаряется, способствуя тем самым поддержанию давления, а при сжатии паровой фазы происходит ее конденсация на поверхности воды, что ограничивает рост давления;

– отсутствием врезок и отверстий на корпусе реактора ниже его входных патрубков и, соответственно, ниже верхней отметки активной зоны, что создает вокруг нее герметичный сосуд, препятствующий ее оголению при авариях с потерей теплоносителя и при заливах зоны;

– достаточным объемом воды в парогенераторах по второму контуру, позволяющим отводить остаточные тепловыделения от активной зоны сбросом пара через сбросные устройства ПГ в течение времени, необходимого для запуска СПОТ;

– реализацией концепции «течь перед разрушением» применительно к трубопроводам первого контура для заблаговременного обнаружения неплотностей с целью предупреждения перерастания их в течи из первого контура реакторной установки;

– использованием инерционного выбега специальных маховых масс ГЦНА для обеспечения необходимого спада расхода через активную зону при обесточивании;

– использованием устройств прямого действия и пассивных систем безопасности;

– внедрением пассивных систем для улавливания и охлаждения расплава топлива за пределами корпуса реактора и обеспечения его подkritичности.

Реакторы данного поколения, в рамках обеспечения ядерной безопасности обладают следующими преимуществами, по сравнению с реакторами PWR:

- Сохранение условий безопасной эксплуатации более длительное время;
- Более длительное время до момента осушения парогенератора и активной зоны;
- Более длительное время невмешательства оператора;
- Уменьшенная вероятность аварий с плавлением активной зоны;
- Низкая потребность в ядерном топливе за счет интегрирования в него поглотителей нейтронов и более высокого уровня выгорания;
- Пониженное количество отработавшего топлива ОЯТ (т.е. радиоактивных отходов).

2.3.3. Структура специальных технических средств

На рисунке 2.3.3.1 представлена схема здания реактора, на которой указано основное оборудование реакторной установки с высотными отметками размещения оборудования.

Первый контур - радиоактивный. Он ограничен пределами РУ, которая состоит из реактора, четырех главных циркуляционных петель, четырех главных циркуляционных насосных агрегатов (ГЦНА), трубного пространства каждого из четырех ПГ и одного парового КД.

Все оборудование РУ размещено в герметичной оболочке реакторного отделения. В реакторном отделении также хранится отработавшее топливо в бассейне выдержки (БВ) в стеллажах уплотненного хранения топлива. Емкость БВ рассчитана исходя из обеспечения:

- хранения отработавшего топлива в течение десяти лет;
- размещения ТВС аварийной выгрузки активной зоны реактора;
- размещения герметичных пеналов для дефектных ТВС.

Топливо в БВ хранится под защитным слоем воды, имеющей концентрацию борной кислоты 16-20 г/дм³.

БВ состоит из одного отсека, предназначенного для хранения отработавших ТВС, и колодца перегрузки – зоны загрузки транспортного контейнера отработавшей ТВС и разгрузки чехла транспортного.

БВ примыкает непосредственно к шахте реактора и соединен с ней перегрузочным каналом для проноса ТВС. Выгружаемые из активной зоны реактора отработавшие ТВС хранятся в стеллажах БВ.

Охлаждение БВ обеспечивается соответствующей системой (FAK), которая предназначена для:

отвода остаточных тепловыделений от отработавших ТВС, находящихся в БВ во всех проектных режимах эксплуатации, а также в режимах проектных и запроектных аварий;

образования радиационно-защитного слоя над ТВС в шахте реактора, БВ и колодце перегрузки;

заполнения шахты реактора и БВ во время проведения работ по перегрузке топлива; опорожнения шахты реактора, шахты ревизии ВКУ;

опорожнения БВ и колодца перегрузки при проведении работ по ремонту облицовки БВ и колодца перегрузки;

трубопроводы системы FAK используются для подачи воды от спринклерных насосов на заполнение шахты ревизии ВКУ во время проведения работ по перегрузке топлива и во время проведения послеаварийных мероприятий после запроектной аварии, связанной с расплавлением активной зоны реактора и выходом расплава за пределы корпуса реактора.

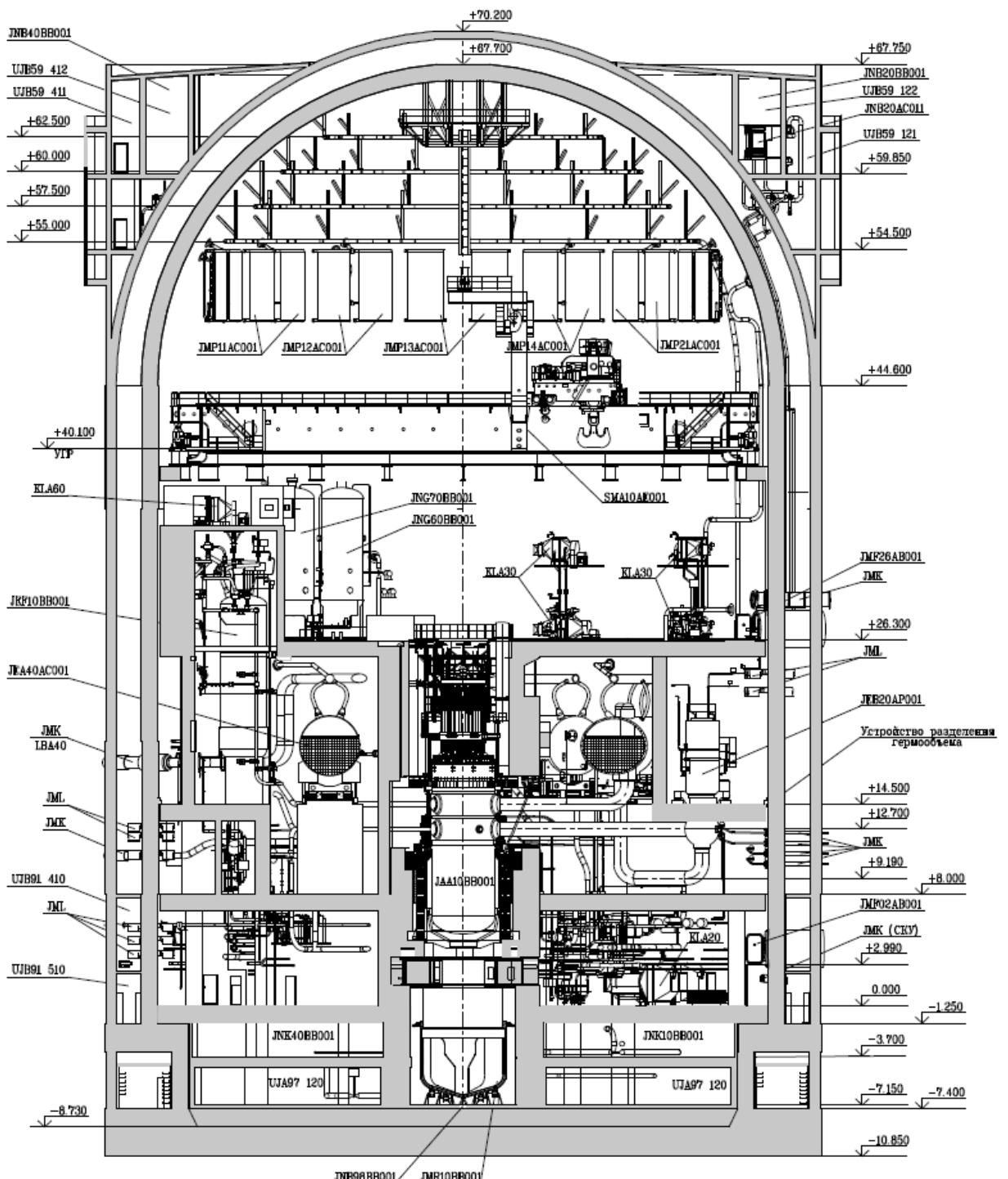


Рисунок 2.3.3.1 Здание реактора с высотными отметками размещения оборудования энергоблока АЭС.

Безопасность при обращении с отработавшим ядерным топливом на площадке Белорусской АЭС обеспечивается комплексом организационно-технических мероприятий и решений, предусмотренных проектной документацией. К основным системам обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) на Белорусской АЭС относятся:

- Система перегрузки активной зоны реактора;
- Система приреакторного хранения ОЯТ;
- Система контроля герметичности оболочек твэл;
- Система пристанционного транспортирования ядерного топлива;
- Система учета и контроля ядерных материалов.

К основному оборудованию для обращения с ОЯТ на площадке Белорусской АЭС относятся:

стеллажи бассейна выдержки, предназначенный для выдержки и приреакторного хранения ОЯТ до его отправки с АЭС;

машина перегрузочная;

пеналы герметичные для хранения негерметичных отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС);

комплекс оборудования системы обнаружения дефектных сборок

гнездо универсальное в колодце перегрузки, где происходит загрузка ОЯТ в транспортный контейнер;

транспортный контейнер для перевозки ОЯТ на завод регенерации топлива (РТ), который обеспечивает транспортирование ОТВС реакторов ВВЭР-1200 после предварительной выдержки ОЯТ в бассейне выдержки;

автомобильный тягач с автоприцепом грузоподъёмностью 140т для транспортирования транспортного контейнера с ОЯТ по площадке АЭС для перегрузки его в ж/д вагон-контейнер;

вагон-контейнер (типа ТК-У-141) для ж/д перевозки ОЯТ на завод РТ, который должен обеспечивать размещение, крепление и перевозку транспортного контейнера с ОЯТ с соблюдением установленного технологического регламента транспортирования ОЯТ, и другое транспортно-технологическое оборудование.

Ядерная и радиационная безопасность при перегрузке ЯТ обеспечивается принятыми в проекте техническими и организационными мероприятиями, включая следующие:

конструкция оборудования системы обеспечивает подkritичность не менее 0,05;

конструкция транспортных упаковочных комплектов для отработавших ТВС разработана с учетом требований по обеспечению их прочности при экстремальных внешних воздействиях;

оборудование рассчитано на действие природных явлений (землетрясений) и прочих воздействий, возникающих при эксплуатации АЭС;

предусмотрены технические средства, исключающие неконтролируемые, самопроизвольные перемещения оборудования для транспортировки топлива;

осуществляется непрерывный контроль уровня и температуры воды в БВ;

осуществляется контроль за радиационной обстановкой в реакторном зале.

Пристанционные хранилища отработанного ядерного топлива (мокрого или сухого) отсутствуют.

В активной зоне реактора создаются условия, при которых протекает ядерная реакция на тепловых нейтронах с выделением тепловой энергии.

Теплоноситель первого контура, проходя через активную зону реактора, нагревается и по четырем параллельным циркуляционным петлям поступает в трубное пространство ПГ, где отдает свою энергию, производя пар второго контура. От ПГ теплоноситель возвращается в реактор для повторного нагрева. Циркуляция в петлях осуществляется четырьмя ГЦНА. Колебания давления и температурные изменения объема теплоносителя первого контура воспринимаются КД. В случае значительных повышений давления первого контура (при нарушениях нормальной эксплуатации) пар из КД через импульсно-предохранительные устройства сбрасывается в барботажный бак, который охлаждается промежуточным контуром. Схема компоновки основного оборудования реакторной установки приведена на рис.2.3.3.2, 2.3.3.3.

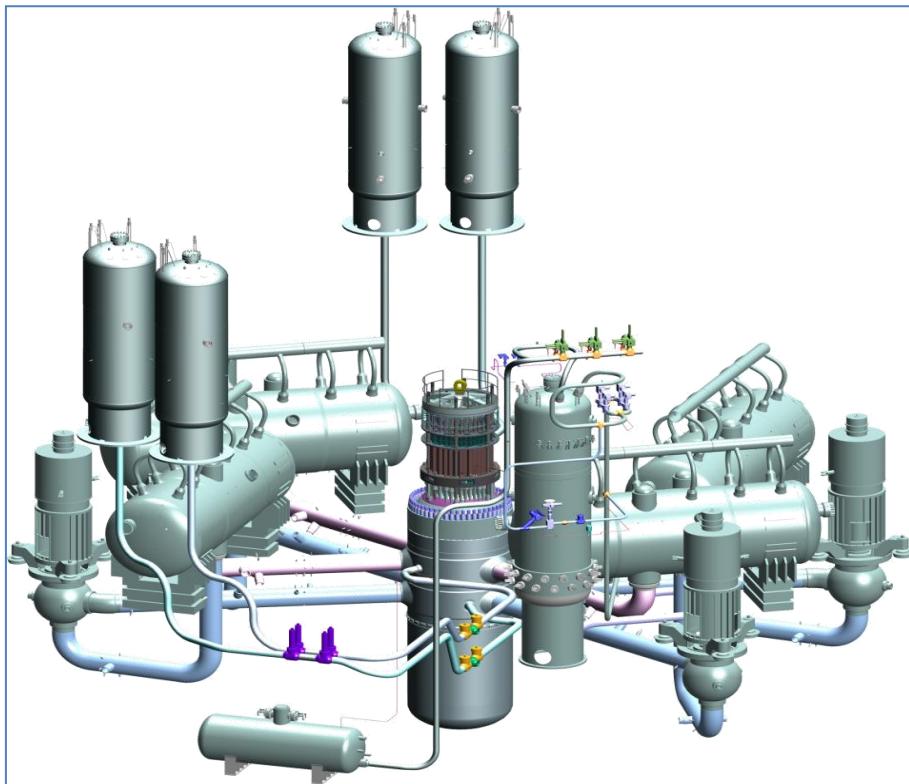


Рисунок 2.3.3.2. Схема компоновки основного оборудования реакторной установки

Второй контур - нерадиоактивный. Он состоит из: паропроизводительной части ПГ, паропроводов свежего пара, одного турбоагрегата, включающего в себя турбоустановку и турбогенератор, конденсатных насосов, системы регенеративных подогревателей низкого давления, системы основного конденсата, деаэратора, системы питательной воды, включая питательные насосы, и системы регенеративных подогревателей высокого давления.

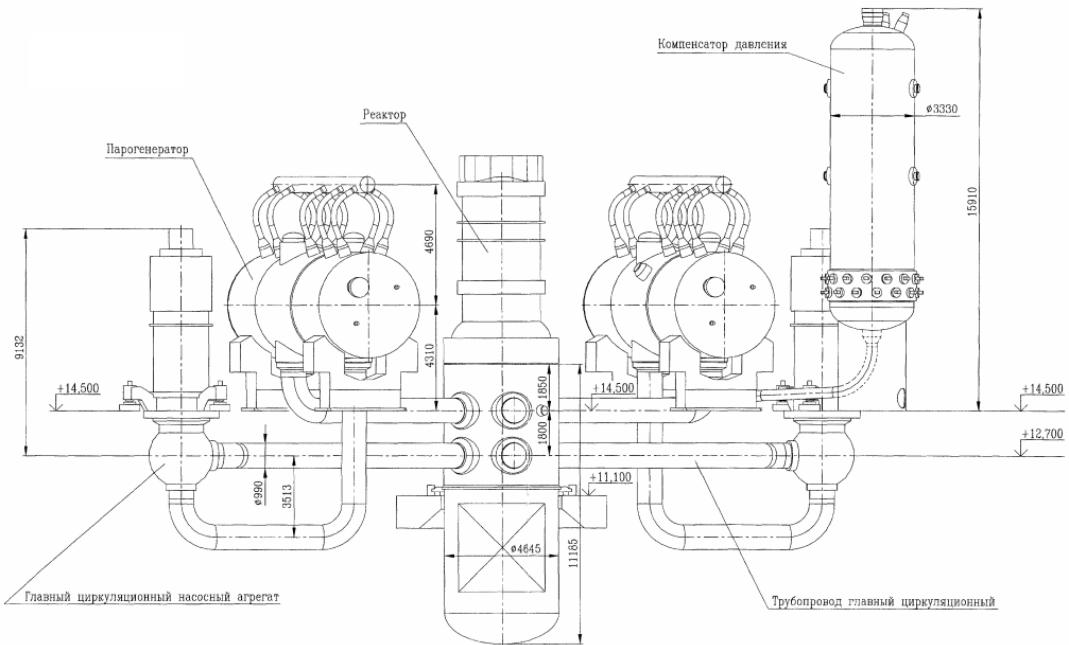


Рисунок 2.3..33. Схема компоновки основного оборудования реакторной установки с высотными отметками

Из паропроизводительной части парогенераторов пар по главным паропроводам через стопорно-регулирующие клапана попадает в турбину. Проходя через цилиндр высокого

давления и четыре цилиндра низкого давления, пар отдает энергию турбине. При этом происходит переход тепловой энергии в механическую энергию вращения ротора турбины. Генератор, ротор которого находится на одном валу с ротором турбины, преобразует механическую энергию в электрическую.

Проектом Белорусской АЭС предусмотрена система обращения с радиоактивными отходами. Система предназначена для сбора, очистки, переработки, кондиционирования, транспортирования и хранения РАО, образующихся в процессе эксплуатации атомной электростанции. При эксплуатации АЭС будут образовываться газообразные, жидкие и твердые радиоактивные отходы. Предусмотрены технические решения, реализация которых направлена на сокращение образования жидких РАО по сравнению с водо-водяными энергетическими реакторами предыдущих поколений за счет внедрения малоотходных технологий.

Основные задачи, решаемые при обращении с РАО атомной электростанции:

при обращении с газообразными отходами – сбор и очистка от радионуклидов перед выбросом в атмосферу до состояния, удовлетворяющего санитарным нормам;

при обращении с жидкими РАО – выдерживание жидких РАО для распада короткоживущих радионуклидов, концентрирование радионуклидов в минимальном объеме и перевод жидких концентрированных РАО в отверженные формы, обеспечивающие безопасность при хранении;

при обращении с твердыми РАО - минимизация объемов и безопасное, надежное их хранение в течение проектного срока.

Для хранения кондиционированных отходов на каждом энергоблоке предусмотрено специально оборудованное капитальное хранилище твердых радиоактивных отходов наземного типа.

Емкость хранилища позволяет разместить на хранение:

очень низкоактивные, низкоактивные и среднеактивные отходы (ТРО в бочках, отверженные ЖРО в контейнерах НЗК), образующиеся в течение 10 лет эксплуатации энергоблока;

высокоактивные отходы в стальных капсулах на весь срок эксплуатации энергоблока.

Высокоактивные эксплуатационные отходы АЭС будут храниться на территории атомной электростанции в течение всего срока ее службы.

Очень низкоактивные, низкоактивные и среднеактивные эксплуатационные РАО в кондиционированном виде будут содержаться в хранилище РАО на территории АЭС в течение 10 лет.

По истечении срока временного хранения очень низкоактивные, низкоактивные и среднеактивные эксплуатационные РАО будут перемещены в пункт захоронения для долговременного хранения и/или захоронения.

Перечень систем безопасности и дополнительных технических средств по управлению ЗПА представлены в таблице 2.3.3.1.

Таблица 2.3.3.1 - Комплекс систем безопасности и дополнительных технических средств по управлению ЗПА

Наименование	Число каналов и эффективность
Защитные, локализующие, обеспечивающие и управляющие системы безопасности	
1. Система аварийного впрыска высокого давления	4 x 100 %
2. Система аварийного впрыска низкого давления	4 x 100 %
3. Система аварийного ввода бора	4 x 50 %
4. Системы аварийной питательной воды и отвода тепла через БРУ-А	4 x 100 %
5. Спринклерная система	4 x 50 %
6. Система отвода остаточного тепла	4 x 50 %

Наименование	Число каналов и эффективность
7. Система промконтура охлаждения ответственных потребителей	4 x 100 %
8. Система технической воды ответственных потребителей	4 x 100 %
9. Системы вентиляции помещений СБ	4 x 100 %
10. Система локализующей арматуры герметичной оболочки	2 x 100 %
11. Система хранения борированной воды	2 x 100 %
12. Система аварийного газоудаления	2 x 100 %
13. Система защиты первого контура от превышения давления	2 x 100 %
14. Системы защиты второго контура от превышения давления	2 x 100 %
15. Система отсечения главных паропроводов (БЗОК)	2 x 100 %
16. Система обеспечения аварийного электропитания от дизель-генераторов (САЭ)	4 x 100 %
17. Система запуска систем безопасности	4 датчика/параметр, 4 логических канала каждый с логикой 2/4
18. Система аварийного останова реактора	4 датчика/параметр, 4 комплекта логики 2/4 на 1-м уровне голосования и 2 комплекта логики 2/4 на 2-м уровне голосования
Пассивные системы безопасности	
19. Система гидроемкостей САОЗ	4 x 50 %
20. Система герметичных ограждений реакторного отделения	1 x 100 %
21. Система удаления водорода из герметичной оболочки (1 подсистема)	1 x 100 %
Дополнительные технические средства по управлению ЗПА	
22. Система пассивного отвода тепла через ПГ (СПОТ ПГ)	4 x 33 %
23. Система пассивного отвода тепла из объема герметичной оболочки (СПОТ ЗО)	4 x 33 %
24. Система локализации расплава	1 x 100 %
25. Система удаления водорода из герметичной оболочки (2 подсистемы)	1 x 100 %
26. Система химического связывания летучих форм йода	1 x 100 %
27. Вентиляционная система для поддержания разрежения в пространстве между оболочками	2 x 100 %
28. Система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ	2 x 100 %

Системы безопасности АЭС включают в себя защитные, локализующие, обеспечивающие и управляющие системы.

Защитные системы безопасности предназначены для предотвращения или ограничения повреждения ядерного топлива, оболочек тепловыделяющих элементов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества.

Принципиальная схема систем безопасности и технических средств по управлению ЗПА приведена на рис. 2.3.3.4.

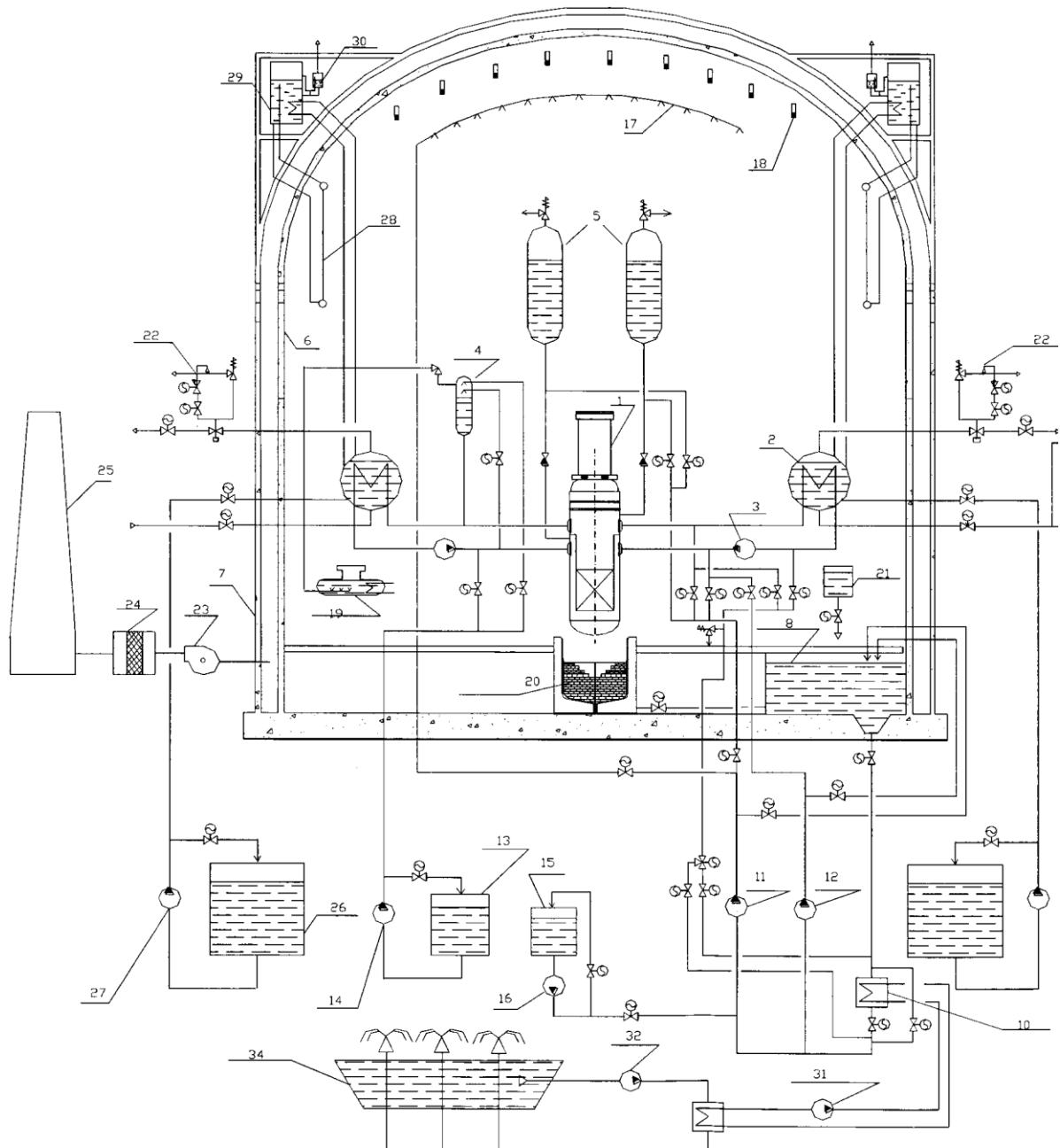


Рисунок 2.3.3.4. Принципиальная схема систем безопасности и технических средств по управлению ЗПА.

В проекте Белорусской АЭС предусмотрены следующие защитные системы безопасности:

- система предупредительной и аварийной защиты реактора. Система предназначена для аварийной и предупредительной защиты реактора, обеспечения контроля параметров и контроля положения ОР, документирования событий и взаимообмена сигналами с сопрягаемыми подсистемами СКУ. Система аварийной защиты является специальной системой реакторной установки и обеспечивает ограничение уровня мощности реактора при нарушениях нормальной эксплуатации и остановах реактора при аварийных ситуациях и авариях;

-система аварийного ввода бора (JDH). Система предназначена для впрыска раствора

борной кислоты в компенсатор давления при авариях с течью теплоносителя из первого контура во второй, подачи в первый контур высококонцентрированного раствора борной кислоты (40 г/дм^3) для быстрого перевода реакторной установки в подкритическое состояние в режимах с нарушением нормальных условий эксплуатации, сопровождающихся отказом срабатывания аварийной защиты реактора, а также для перевода реакторной установки в подкритическое состояние и компенсации усадки теплоносителя первого контура для обеспечения безопасного останова блока. Кроме того, часть трубопроводов и оборудования системы является барьером, препятствующим выходу радиоактивности за пределы герметичной оболочки;

-система аварийного впрыска высокого давления (JND). Система предназначена для подачи раствора борной кислоты в систему теплоносителя реактора при авариях с потерей теплоносителя, превышающей компенсационную способность системы нормальной подпитки, при давлении в системе теплоносителя ниже рабочего давления системы JND (ниже $7,9 \text{ МПа}$). Кроме того, часть трубопроводов и оборудования системы являются барьером, препятствующим выходу радиоактивных веществ за пределы защитной оболочки;

-система аварийного впрыска низкого давления (JNG1). Система выполняет следующие функции: расхолаживание реакторной установки во время нормального останова станции, в режимах нарушения нормальных условий эксплуатации и при ПА, при условии сохранения целостности первого контура (совместно с системой JNA); отвод остаточных тепловыделений от активной зоны при авариях; отвод остаточных тепловыделений от активной зоны и поддержание температуры в первом контуре не более 60°C в режиме проведения транспортно-технологической операции при перегрузках топлива; отвод остаточных тепловыделений от активной зоны и поддержание температуры в первом контуре не более 70°C в режиме ремонтного расхолаживания; отвод остаточного тепла от топливного бассейна, в случае отказа одного из каналов системы охлаждения топливного бассейна FAK, при полной и аварийной выгрузке активной зоны реактора совместно с одним из каналов системы FAK;

-система хранения борированной воды (JNK). Система предназначена для хранения борированной воды низкой (16 г/дм^3) и высокой (40 г/дм^3) концентрации, необходимой для эксплуатации АЭС во всех режимах работы. Система обеспечивает хранение борированной воды низкой концентрации для следующих нужд: аварийного охлаждения активной зоны во время аварии с потерей теплоносителя; впрыска под ЗО во время аварии с потерей теплоносителя или при разрыве паропровода в пределах защитной оболочки; подачи подпиточной воды в систему теплоносителя при работе реактора на мощности и во время расхолаживания реактора при останове блока; подачи борированной воды для первоначального заполнения теплообменника ловушки расплава при ЗПА; подачи борированной воды на заполнение шахты реактора, шахты ревизии ВКУ, полостей между гидрозатворами в режиме перегрузки топлива. Система обеспечивает хранение борированной воды высокой концентрации для следующих нужд: регулирования концентрации бора в первом контуре в режимах нормальной эксплуатации и нарушений нормальных условий эксплуатации; впрыска борированной воды в КД при течах из первого контура во второй; впрыска борированной воды в реактор в режимах с нарушением нормальных условий эксплуатации, сопровождающихся отказом срабатывания аварийной защиты реактора (ATWS);

- система аварийного охлаждения активной зоны, пассивная часть (JNG2). Пассивная часть системы аварийного охлаждения зоны предназначена для подачи в реактор раствора борной кислоты с концентрацией не менее 16 г/дм^3 и температурой не менее 20°C при давлении в первом контуре менее $5,9 \text{ МПа}$ в количестве, достаточном для охлаждения активной зоны реактора до подключения насосов системы аварийного впрыска низкого давления в ПА с потерей теплоносителя;

- система аварийного газоудаления (КТР). Система предназначена для удаления парогазовой смеси из первого контура РУ (реактора, КД и коллекторов ПГ) и снижения

давления в первом контуре совместно с ИПУ КД с целью уменьшения последствий при ПА и ЗПА;

- система отвода остаточного тепла (JNA). Система предназначена для отвода остаточных тепловыделений и расхолаживания реакторной установки во время нормального останова блока, в режимах нарушения нормальных условий эксплуатации и при ПА, при условии сохранения целостности первого контура совместно с системой JNG1, а также для защиты первого контура от сверх давления в режимах расхолаживания и отвода остаточных тепловыделений при низких температурах первого контура;

- система защиты первого контура от превышения давления. Система предназначена для защиты оборудования и трубопроводов реакторной установки от избыточного превышения давления в первом контуре при проектных и запроектных авариях за счет работы импульсных и предохранительных устройств КД, установленных на трубопроводе сброса пара из парового пространства КД в барботер. Для защиты оборудования первого контура от превышения давления происходит автоматическое открытие клапана ИПУ КД при достижении уставки открытия по давлению. Контрольный ИПУ КД обеспечивает сброс пара из КД при достижении давления первого контура значения 18,11 МПа. 2 рабочих ИПУ КД обеспечивают сброс пара из КД при достижении давления первого контура значения 18,6 МПа. Кроме функции защиты первого контура от превышения давления ИПУ КД обеспечивает выполнение процедуры управления ЗПА и ослабления ее последствий за счет входящей в состав ИПУ дополнительной линии управления главным клапаном, позволяющей снижать давление в первом контуре до 1,0 МПа при дистанционном управлении с БПУ и РПУ;

- система защиты второго контура от превышения давления. Система предназначена для предотвращения превышения давления в парогенераторах и паропроводах свежего пара сверх величины, не превышающей 15 % от рабочего давления ПГ. Данная функция обеспечивается ПК ПГ, а также сбросными устройствами второго контура, которые обеспечивают отвод тепла от реакторной установки сбросом пара в атмосферу при аварийном расхолаживании блока;

- система отвода тепла через БРУ-А. БРУ-А предназначена для сброса пара в атмосферу с целью предотвращения пульсирующего режима работы предохранительных клапанов в режимах резкого сброса нагрузки и обесточивания АЭС, а также сброса пара с целью отвода остаточных тепловыделений, расхолаживания реакторной установки в режимах с нарушениями нормальной эксплуатации и в аварийных режимах совместно с системой аварийной питательной воды;

- система отсечения главных паропроводов. Система предназначена для быстрого и надежного отсечения парогенераторов от течи во всех режимах аварийных режимах, требующих отсечения ПГ: при разрывах паропроводов от ПГ до стопорных клапанов турбины в отсекаемой и неотсекаемой от ПГ части, при разрыве питательных трубопроводов на участке от ПГ до обратного клапана, при течи из первого контура во второй. Система состоит из быстродействующих запорно-отсечных клапанов (БЗОКов), входящих в состав главного парового арматурного блока и электроприводной арматуры, установленных последовательно;

- система аварийной питательной воды (LAR/LAS). Система предназначена для обеспечения питательной водой ПГ в режимах нарушений нормальных условий эксплуатации и в ПА, когда подача питательной воды от штатной системы и вспомогательной системы невозможна. Система должна функционировать при исходных событиях, связанных с понижением уровня воды в ПГ и требующих аварийного расхолаживания или поддержания блока в горячем резерве;

- система пассивного отвода тепла через парогенераторы (JNB). Система предназначена для длительного отвода остаточного тепла активной зоны конечному поглотителю через второй контур при запроектных авариях. Система JNB дублирует соответствующую активную систему отвода тепла к конечному поглотителю в случае

невозможности выполнения ее проектных функций и является техническим средством преодоления запроектных аварий (обсуждаются ниже). Система СПОТ ПГ (JNB) предназначена для функционирования при следующих запроектных авариях: отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в режимах с отказом всех источников электроснабжения переменного тока; отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в режимах с полной потерей питательной воды; обеспечение резерва активным системам безопасности (БРУ-А) в случаях их отказа при авариях с течью первого контура; уменьшение аварийного выброса при авариях с течами из первого контура во второй.

Локализующие системы безопасности предназначены для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся радиоактивных веществ за границы зоны локализации аварии. В проекте Белорусской АЭС предусмотрены следующие локализующие системы безопасности:

- система герметичных ограждений реакторного отделения. Система предназначена для защиты реакторной установки от внешних воздействий, а также не допущения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду во всех режимах блока включая аварийные. Система герметичного ограждения состоит из следующих элементов: герметизирующая металлическая облицовка с системой анкеровки, железобетонные ограждающие конструкции, включая систему преднапряжения оболочки, шлюзы (для обслуживающего персонала и транспортные) с закладными деталями, герметичные проходки (технологические, кабельные, вентиляционные и прочие) с закладными деталями, изолирующие устройства, участки трубопроводных и воздуховодных коммуникаций, пересекающих герметичное ограждение (в пределах изолирующих устройств). В проекте используется двойная защитная оболочка. Внутренняя защитная оболочка выполнена из предварительно напряженного железобетона со стальной герметизирующей облицовкой, оболочка рассчитана на параметры проектной аварии (ПА) в сочетании с максимальным расчетным землетрясением (МРЗ) и способна ограничивать выход радиоактивных веществ, образующихся при этом. Внешняя оболочка выполнена из монолитного железобетона и предназначена для защиты здания реактора от внешних воздействий. Пространство между оболочками подключено в вентиляционной системе, которая обеспечивает разряжение и очистку среды;

- система локализующей арматуры герметичной оболочки. Система предназначена для отсечения трубопроводов с различными технологическими средами, проходящих через границу герметичной защитной оболочки, для предотвращения выходов продуктов деления в результате аварии с потерей теплоносителя первого контура. Система локализации защитной оболочки состоит из локализующей арматуры, расположенной на трубопроводах пересекающих границу герметизации защитной оболочки;

- спринклерная система (JMN). Система предназначена для выполнения следующих функций:

снижения давления в режиме впрыска под защитную оболочку после аварии с целью поддержания давления в защитной оболочке ниже расчетного давления защитной оболочки при авариях;

вывода продуктов деления из атмосферы защитной оболочки, снижая, таким образом, общее количество продуктов деления в воздухе, для предотвращения их утечки в окружающую среду;

регулирования химического состава воды в баке-приямке за счет добавления химических реагентов для длительного удерживания йода и предотвращения коррозии;

отвода остаточного тепла от топливного бассейна при полной выгрузке активной зоны реактора совместно с одним из каналов системы охлаждения топливного бассейна (FAK);

обеспечения резерва системы охлаждения топливного бассейна (FAK);

заполнения шахты ревизии ВКУ при проведении работ по перегрузке топлива;

заполнения шахты ревизии ВКУ через 24 часа после прохождения ЗПА, связанной с

плавлением активной зоны реактора и выходом расплава за пределы корпуса реактора;

- система удаления водорода из защитной оболочки (JMT). Система удаления водорода из защитной оболочки предназначена для обеспечения водородной взрывобезопасности в зоне локализации аварии (ЗЛА) во время проектных и запроектных аварий. Система удаления водорода из защитной оболочки во время ПА и ЗПА предотвращает образование взрывоопасных смесей в ЗЛА путем поддержания объемной концентрации водорода в смеси на безопасном уровне;

-система локализации утечек из защитной оболочки KLC11/21/31/41;

- клапаны и воздуховоды системы вентиляции здания безопасности KLG01AA101, KLG01AA102, KLG02AA101, KLG02AA102.

Обеспечивающие системы безопасности предназначены для снабжения систем безопасности энергией, рабочей средой и созданием условий их функционирования. В проекте Белорусской АЭС предусмотрены следующие обеспечивающие системы безопасности:

- система промконтура охлаждения ответственных потребителей (КАА/КАВ). Система предназначена для подачи охлаждающей воды и отвода тепла от оборудования реакторной установки, вспомогательных систем реакторной установки и систем, обеспечивающих безопасность АЭС, в режимах НЭ, ННЭ и ПА, а также для обеспечения барьера между вспомогательными системами, содержащими радиоактивность, и системой технической воды для ответственных потребителей;

- система охлаждающей воды ответственных потребителей (РЕ). Система предназначена для выполнения функции отвода тепла к конечному поглотителю от потребителей систем, расположенных в здании безопасности UKD во всех режимах работы блока, включая аварийные;

- система аварийного электроснабжения (САЭ). Система аварийного электропитания обеспечивает электропитанием электроприводные компоненты систем безопасности в режимах НЭ, ННЭ И ПА;

- система холодоснабжения системы вентиляции SAC10/20/30/40 QKC10/20/30/40;

- система холодоснабжения системы кондиционирования SAC12/22/32/42 QKC12/22/32/42;

- система холодоснабжения системы кондиционирования SAC17/27/37/47 QKC17/27/37/47;

- приточно-вытяжная система вентиляции помещений 1, 2, 3, 4 каналов SAC10/20/30/40;

- система обеспечения жизнедеятельности персонала в помещении БПУ SAC11/21/41;

- система кондиционирования воздуха помещений комплекса БПУ SAC12/22/32/42;

- вытяжная система вентиляции помещений аккумуляторных батарей здания управления 1, 2, 3, 4 каналов SAC15/25/35/45;

- система обеспечения жизнедеятельности персонала в помещении РПУ SAC16/26/46;

- система кондиционирования воздуха помещения РПУ SAC17/27/37/47.

- рециркуляционная система охлаждения KLG11/21/31/41;

- противопожарные клапаны и воздуховоды системы KLG13, KLG23, KLG33, KLG43, находящиеся на границе каналов безопасности;

- система электроотопления зоны контролируемого доступа здания безопасности SBH13;

- приточно-вытяжные системы вентиляции помещений 1, 2, 3, 4 каналов SAS10/20/30/40;

- вытяжные системы вентиляции из кабельных помещений SAS11/21/31/41;

- системы холодоснабжения систем вентиляции SAS10/20/30/40 QKS10/20/30/40;

- аварийная система охлаждения помещений между оболочками в здании реактора KLC10/20/30/40;

- системы вентиляции помещений системы пассивного отвода тепла 1, 2, 3, 4 каналов SAA10/20/30/40, SAA11/21/31/41;

- элементы системы электроотопления паровой камеры SBH12.

Управляющие системы безопасности пред назначаются для приведения в действие систем безопасности, осуществления контроля и управления ими в процессе выполнения заданных функций. В проекте Белорусской АЭС предусмотрены следующие управляющие системы безопасности:

- система аварийной защиты реактора. Система аварийной защиты реактора является частью системы управления и защиты СУЗ. Система АЗ реактора предназначена для выполнения следующих функций:

контроля плотности нейтронного потока, скорости его изменения, технологических параметров и параметров, характеризующих состояние оборудования, необходимых для защиты и управления реактивностью и мощностью реактора;

формирования сигналов АЗ при достижении контролируемыми параметрами соответствующих установок, обеспечивающих обесточивание приводов ОР с последующим падением ОР с целью перевода активной зоны в подкритическое состояние и поддержания ее в этом состоянии, при этом должен быть обеспечен приоритет АЗ перед другими видами управления;

представления информации о контролируемых нейтронно-физических параметрах на БПУ и РПУ и технологических параметрах на БПУ, а также выдачу ее в другие подсистемы АСУ ТП;

выдачу управляющих сигналов в другие подсистемы АСУ ТП АЭС.

Помимо системы АЗ реактора в состав СУЗ входят:

- система предупредительной защиты ПЗ;

- система группового и индивидуального управления;

- устройство разгрузки и ограничения мощности;

- автоматизированный регулятор мощности;

- привод ОР реактора в комплекте с датчиками контроля положения;

- система приведения в действие защитных систем безопасности. Система приведения в действие защитных систем безопасности включает КИП и устройства управления, необходимые для автоматического инициирования действий с целью смягчения повреждения активной зоны и системы теплоносителя.

Системы нормальной эксплуатации, выполняющие функции безопасности:

- система продувки-подпитки первого контура и борного регулирования (КВА).

Система предназначена для выполнения следующих функций безопасности: впрыск борного раствора в КД для снижения давления в первом контуре при обесточивании АЭС, компенсация потерь теплоносителя в первом контуре при течах до $80 \text{ м}^3/\text{ч}$, подача в первый контур борного раствора при срабатывании АЗ.

- система охлаждения топливного бассейна (ФАК). Система предназначена для отвода остаточных тепловыделений от отработавших ТВС, находящихся в БВ во всех проектных режимах эксплуатации, включая режимы ПА и ЗПА.

- системы и средства для управления ЗПА, которые работоспособны и могут выполнять свои функции в условиях ЗПА:

- система локализации расплава (JMR). Устройство локализации расплава при тяжелой аварии с разрушением активной зоны и корпуса реактора удерживает расплав и твердые фрагменты разрушенной активной зоны, части корпуса реактора и внутрикорпусные устройства. Локализация и охлаждение расплава осуществляется в пределах подреакторного помещения бетонной шахты. При обеспечении отвода тепла от ЗО, во время протекания аварии, надежность удержания расплава и функционирование УЛР обеспечивается неограниченное количество времени.

- система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ (JNB90). Система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ предназначена для подачи борированной воды из шахты ревизии ВКУ в устройство локализации расплава при запроектных авариях, связанных с плавлением активной зоны реактора и выходом расплава

за пределы корпуса реактора, для подачи в баки-приямки защитной оболочки раствора щелочи NaOH с целью снижения скорости образования летучих форм йода внутри защитной оболочки, а также для заполнения и дренажа шахты ревизии ВКУ при операциях, связанных с перегрузкой топлива и ревизией ВКУ. В части отвода остаточных тепловыделений от бассейна выдержки данная система обеспечивает организацию подпитки БВ. Кроме того, подпитка БВ может осуществляться путем подключения нештатных средств (пожарной машины с насосным агрегатом производительностью 40л/с и напором 100м) к двум технологическим разъемам линии подпитки баков БАОТ, расположенным с внешней стороны здания паровой камеры (на отметках +0.690 и +0.730, при этом забор воды происходит от баков системы подпиточной воды через насосную установку пожарной машины и далее по трубопроводам линии подпитки баков БАОТ, подается в бассейн выдержки) с установленными на них фланцами с заглушками;

- система пассивного отвода тепла от защитной оболочки (JMP). Система пассивного отвода тепла от ЗО (JMP) относится к техническим средствам преодоления ЗПА и предназначена для длительного (автономный режим - не менее 24 часов) отвода тепла от ЗО при ЗПА. Система обеспечивает снижение и поддержание в заданных проектом пределах давления внутри ЗО и отвод конечному поглотителю тепла, выделяющегося под ЗО, при ЗПА, включая аварии с тяжелым повреждением активной зоны;

- система пассивного отвода тепла через парогенераторы (JNB). Система пассивного отвода тепла через парогенераторы (JNB) предназначена для длительного отвода остаточного тепла активной зоны конечному поглотителю через второй контур при запроектных авариях.

Система JNB при запроектных авариях выполняет следующие функции:

- отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в режимах полного обесточивания АЭС;
- отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в режимах с полной потерей питательной воды;
- обеспечение резерва активным системам безопасности в случае их отказа.

Производительность системы выбрана с учетом принципа резервирования, исходя из условий наиболее вероятных сценариев запроектных аварий, рассматриваемых в проекте. Система состоит из 4 полностью независимых один от другого каналов производительностью 4x33,3 %, т.е. трех работоспособных контуров циркуляции СПОТ достаточно для осуществления системой своих функций в полном объеме в любом требующем ее работы режиме.

Выбранная конструкция системы обеспечивает ее полностью автономную и без участия оператора работу в течение, как минимум, 24 часов, в авариях с полным обесточиванием и отказом питательной воды ПГ. В период от 24 часов до 72 часов для подпитки баков аварийного отвода тепла и подпитки бассейна выдержки ОЯТ используется линии подпитки баков БАОТ (подсистема JNB50). В случае обеспечения резерва активным системам безопасности при их отказе для подпитки баков аварийного отвода тепла и подпитки бассейна выдержки ОЯТ используется насосная группа системы LCU07,08AP001, подающая воду баков системы подпиточной воды (системы LCU) потребителям.

В разделе 6 настоящего доклада представлены результаты расчетного анализа ЗПА с потерей всех источников электроснабжения переменного тока при работе СПОТ ПГ. Полученные данные показывают, что автономность по отводу остаточного тепла РУ составляет 72 часа от начала аварии при условии использования запасов воды 4-х БАОТ. Но, учитывая, что система контроля и управления в режиме ЗПА с полным обесточиванием может обеспечиваться электропитанием от аккумуляторных батарей канала потребителей ЗПА (7-й канал электроснабжения) только 24 часа (без перезарядки батарей) от начала аварии, без вмешательства оперативного персонала СПОТ ПГ может работать 24 часа. Для последующего заполнения баков СПОТ ПГ и дальнейшего функционирования системы контроля и управления СПОТ ПГ осуществляется подключение штатной передвижной ДГУ,

необходимой для подпитки аккумуляторных батарей 7-го канала электроснабжения и электропитания насоса подпитки БАОТ от баков LCU.

Подпитка баков СПОТ и бассейна выдержки осуществляется маломощным высоконапорным насосом JNB50AP001 системы подпитки баков СПОТ. Данный насосный агрегат располагается в паровой камере и подключен к бакам системы LCU. Электроснабжение насоса осуществляется от канала электроснабжения ЗПА (от подключенной передвижной ДГУ 7-ого канала электроснабжения). Канал электроснабжения ЗПА рассчитан на 24 часа автономного функционирования и имеет возможность подключения передвижной ДГУ для подпитки аккумуляторных батарей и дальнейшего функционирования системы.

В соответствии с рекомендациями, данными по итогам разработки Отчета о проведении стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) Белорусской атомной электростанции на два блока АЭС будет предусмотрено две ПДГУ (по одной на энергоблок АЭС) мощностью 500 кВт, которые предполагается размещать открыто на площадке АЭС.

Работоспособность ПДГУ обеспечивается в интервале температур окружающей среды от - 50 °C до + 41 °C. При аварии, связанной с полной потерей электроснабжения (отказе всех ДГ), распределительные устройства канала электроснабжения ЗПА отключаются от секций 0,4/0,23 кВ каналов САЭ. Электроснабжение ЗПА осуществляется от аккумуляторных батарей своих АБП. Контроль и управление осуществляется с панели ЗПА, расположенной на БПУ.

В течение 24 часов передвижная ДГУ доставляется к месту своего подключения и подготавливается к работе. Место подключения к распредустройству 7 канала - шкаф (I категории сейсмостойкости по НП-031-01, исполнение пылевлагонепроницаемое – IP54, УХЛ1, антивандальное, на замке) расположенному на наружной стене здания УJE на отметке +1.400. В случае невозможности доставить ПДГУ предусматривается возможность подключения на штатном месте размещения ПДГУ с использованием специальных средств коммутации и дополнительных кабелей.

Управление и контроль передвижной ДГУ осуществляются непосредственно с местных щитов управления, расположенных на данном оборудовании.

Заполнение БАОТ из баков обессоленной воды LCU выполняется до момента исчерпания запаса воды в них (примерно 72 ч от начала аварийного процесса). После этого осуществляется повторное опорожнение баков СПОТ ПГ и повторное заполнение баков обессоленной воды LCU. Для дальнейшего поддержания безопасного стабильного состояния РУ при сохранении работоспособности СПОТ ПГ необходимо проведение периодической подпитки баков LCU (с последующим заполнением БАОТ) от любых имеющихся на площадке АЭС источников воды с использованием внеплощадочной мобильной техники (например, от баков запаса пожарной воды).

Энергоблоки № 1 и № 2 сооружаются в соответствии с проектной документацией Белорусской АЭС, которая определяет одинаковые исходные технические требования для всех систем и оборудования обоих блоков. Все различия энергоблоков № 1 и № 2, их систем и оборудования, выполняемых с учетом вышеуказанных проектных требований будут определены на последующих этапах реализации проекта Белорусской АЭС. Основные технические характеристики энергоблока АЭС с ВВЭР-1200 приведены в таблице 2.2.1.

2.3 Использование ВАБ как составляющей оценки безопасности

В состав документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности, предоставляемых ЭО для получения лицензии на осуществление деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения, входит отчет по обоснованию безопасности АЭС. Требования к структуре и содержанию отчета по обоснованию безопасности установлены в законодательстве Республики Беларусь. Одним из таких требований является предоставление в отчете по обоснованию безопасности результатов выполненного вероятного анализа безопасности.

Для оценки безопасности Белорусской АЭС применяется вероятностный анализ безопасности (ВАБ) 1-го и 2-го уровня. Для Белорусской АЭС разрабатывается полномасштабный ВАБ-1 (для внутренних исходных событий, внутренних пожаров и затоплений, сейсмический ВАБ и ВАБ внешних воздействий) и на его основе полномасштабный ВАБ-2.

ВАБ-1 разрабатывается на основе следующих нормативных документов:

- НП-095-15 Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции;
- РБ-024-11 Положение об основных рекомендациях к разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 для внутренних инициирующих событий для всех режимов работы энергоблока атомной станции;
- РБ-021-14 Основные рекомендации к разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 для блока атомной станции при инициирующих событиях, обусловленных внешними воздействиями природного и техногенного происхождения.

ВАБ-2 разрабатывается на основе следующих нормативных документов:

- НП-095-15 Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции;
- РБ-044-09 Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР.

Полученное по результатам ВАБ-1 внутренних исходных событий среднее значение частоты повреждения ядерного топлива в реакторе составляет:

- при работе на мощности составляет $7,7 \times 10^{-7}$ 1/год;
- в стояночных режимах составляет $2,42 \times 10^{-7}$ 1/год.

Среднее значение суммарной частоты повреждения ядерного топлива в бассейне выдержки составляет:

- при работе на мощности составляет $3,32 \times 10^{-10}$ 1/год;
- в стояночных режимах составляет $3,19 \times 10^{-8}$ 1/год.

В результате выполненного анализа внутренних затоплений установлено, что отказ оборудования в результате затопления не приводит к аварии с повреждением ядерного топлива.

3. ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЕ

Район расположения площадки Белорусской АЭС относится к Белорусско-Балтийскому сейсмотектоническому региону, который характеризуется относительно слабой сейсмической активностью.

3.1 Проектные основы

Степень сейсмической опасности для площадки АЭС в пределах ближней зоны определяется, в основном, сейсмичностью платформенной территории Беларуси.

В качестве нормативной основы (ТКП 45-3.02-108-2008 «Высотные здания. Строительные нормы проектирования») для оценки степени сейсмической опасности района размещения АЭС была принята карта общего сейсмического районирования Северной Евразии ОСР-97-Д масштаба 1:10000000, где представлена и территория Беларуси (рисунок 3.1.1). Карта соответствует повторяемости сейсмического эффекта в среднем один раз в 10 000 лет и вероятности $P = 0,5\%$ возникновения и возможного превышения в течение 50 лет сейсмического эффекта, указанного на ней в баллах шкалы MSK-64, и предназначена для оценки сейсмической опасности районов расположения атомных станций, радиоактивных захоронений и других чрезвычайно ответственных сооружений. В

соответствии с картой ОСР-97-Д территория площадки Белорусской АЭС попадает в 7-ми балльную зону. Эта оценка соответствует уровню максимального расчетного землетрясения МРЗ. Для оценки проектного землетрясения ПЗ соответственно принято значение 6 баллов (период повторяемости 1000 лет с 5% вероятностью превышения в течение 50 лет).

Строительные конструкции зданий и сооружений, а также технологические трубопроводы, другие коммуникации и конструкции Белорусской АЭС спроектированы, исходя из следующих сейсмических воздействий:

- максимальное горизонтальное ускорение уровня МРЗ - 0,12 g (7 баллов по шкале MSK-64);

- максимальное горизонтальное ускорение уровня ПЗ - 0,06 g (6 баллов по шкале MSK-64).

Расчетное обоснование сейсмостойкости строительных конструкций выполнено с учетом грунтовых условий площадки Белорусской АЭС.

Полученные по результатам полевых исследований при проведении работ по сейсмическому микрорайонированию значения максимальных пиковых (горизонтальных) ускорений PGA составили менее 0,1g (0,069g). При этом в соответствии с нормативом НП-031-01, для вновь проектируемых АЭС независимо от сейсмичности площадки ускорения, соответствующие МРЗ, должны приниматься не менее 0,1g. В проектных основах принято значение PGA=0,12g (Проект ВВЭР-1200, 2006 г.). В рекомендациях МАГАТЭ NS-G-3.3 п.5.26. и SSG-9 п.2.11. рекомендуемым минимальным уровнем является максимальное горизонтальное ускорение грунта 0,1g. В рекомендациях МАГАТЭ NS-G-3.3 п.5.26. и SSG-9 п.2.11. рекомендуемым минимальным уровнем также является максимальное горизонтальное ускорение грунта 0,1g.

В проектных основах принято значение PGA=0,12g (Проект ВВЭР-1200, 2006 г.) с запасом 0,01g, т.е. 0,13g. Таким образом, для экстремального землетрясения, которое превышает предельные значения, предусмотренные проектом Белорусской АЭС, фактически запас превышения сейсмических воздействий составляет 0,03g или 30% по отношению к значению соответствующему МРЗ.

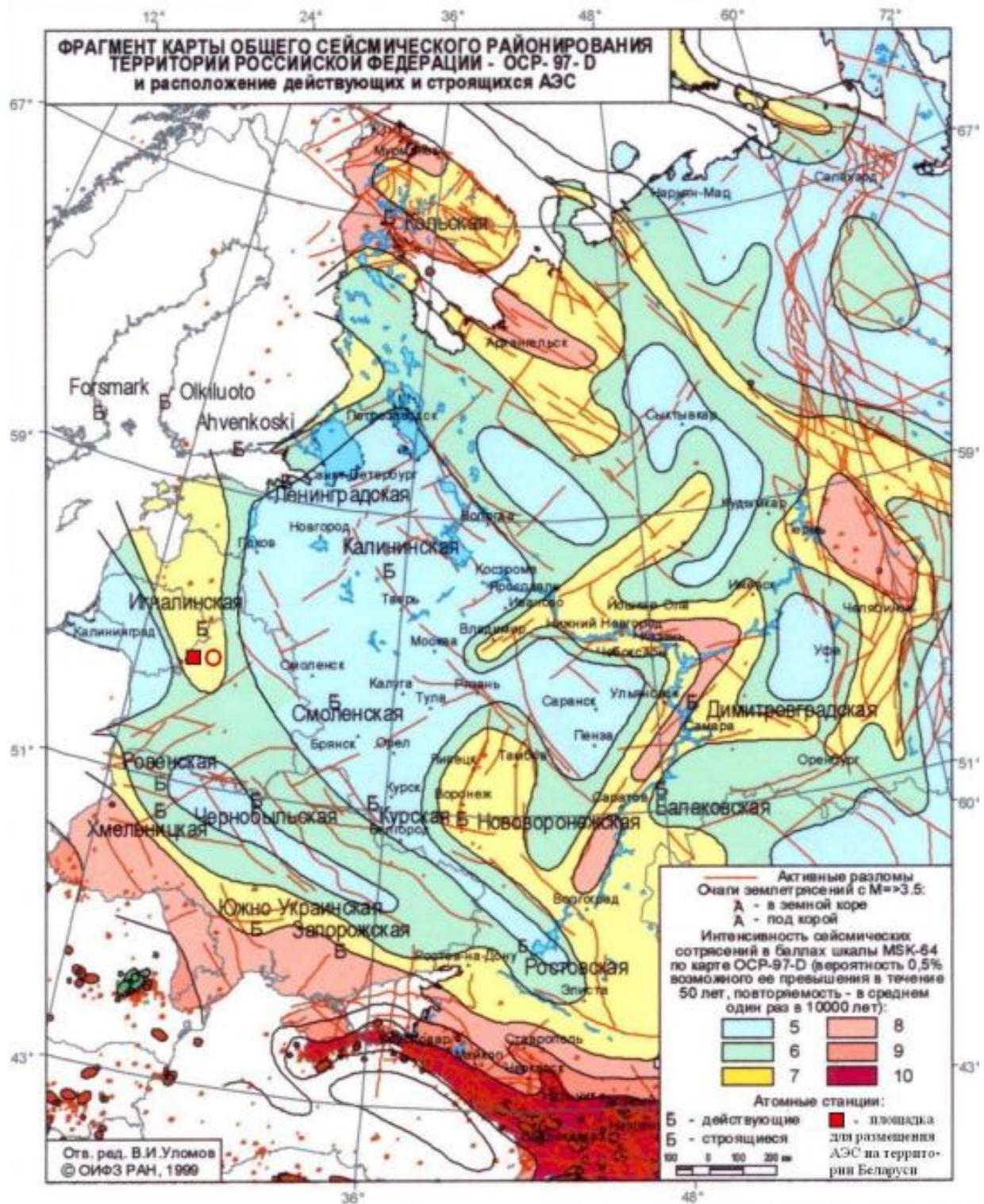


Рисунок 3.1.1 – Фрагмент карты общего сейсмического районирования Северной Евразии ОСР-97-Д масштаба 1:10 000 000 (квадратик – площадка размещения Белорусской АЭС)

3.1.1 Землетрясение, на устойчивость к которому спроектирована АЭС

На этапах проведения исследований по оценке сейсмической опасности были рассчитаны сейсмические воздействия удаленных сильных Карпатских землетрясений и ближайших зон возникновения очагов землетрясений.

При определении величины ПЗ и МРЗ были выполнены следующие работы.

1) Проведена оценка влияния удаленных очагов глубокофокусных землетрясений зоны Вранча в Восточных Карпатах в Румынии на оценку сейсмичности площадки, которая

показала следующий уровень сейсмических воздействий:

- проектное землетрясение – 4 балла;
- максимальное расчетное землетрясение – 5 баллов по шкале MSK-64 для средних грунтовых условий.

2) Определена сейсмичность районов с радиусами 300 и 30 км от площадки Белорусской АЭС.

3) Проведены сейсмотектонические исследования в пределах района расположения площадки АЭС и ближнего района с целью детализации региональной тектонической структуры и уточнения исходных сейсмических воздействий, установленных по картам общего сейсмического районирования ОСР-97, с применением методов и подходов, установленных нормативными документами.

4) На основе литературных и архивных данных был составлен каталог исторических и инструментально зарегистрированных ощущимых землетрясений западной части Восточно-Европейской платформы за период с 1602 по 2007 г.

5) Определены геодинамические активные зоны района расположения и ближнего района АЭС. Для района размещения АЭС выявлено 23 геодинамические зоны XV порядка и установлено 185 геодинамических зон XIV порядка (согласно классификации РБ-019-01 «Оценка сейсмической опасности участков размещения ядерно- и радиационно-опасных объектов на основании геодинамических данных) активизированных в N-Q время (новейшее тектоническое движение). Из 185 геодинамических зон XIV порядка, активизированных в N-Q время, слабоактивными, для которых не установлены значимые тектонические движения, установлено 55 зон. Ближайшими к площадке АЭС потенциальными зонами ВОЗ (возможный очаг землетрясения) XIV порядка, значимыми для оценки сейсмической опасности, являются потенциальные зоны ВОЗ 78 и 147.

Градиент скорости неоген-четвертичных движений (скорость деформации) в активизированных в неоген-четвертичное время геодинамических зонах рассматриваемого района характерен для слабоактивных территорий и достигает $4,45 \cdot 10^{-9}$ в год, что позволяет относить данный район ко II степени опасности (приложение 1 (обязательное) НП-064-05 «Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии»).

6) Рассмотрены параметры значимых геодинамических зон района расположения АЭС и ближнего района. Согласно геодинамическим условиям, площадка расположена в пределах целикового блока земной коры XIII порядка на минимальном удалении от межблоковой границы XIII порядка 4 км (зона XIII-14). Скорость деформации (градиент скорости четвертичных движений) в активизированных в четвертичное время геодинамических зонах ближнего района изменяется от $1,2 \cdot 10^{-8}$ до $5,3 \cdot 10^{-8}$ в год, что характерно для слабоактивных территорий и позволяет относить рассматриваемую территорию ко II степени опасности согласно приложению 1 (обязательное) НП-064-05.

7) Проведено выделение зон ВОЗ на основе сейсмогеологических данных и с прогнозной оценкой их сейсмотектонического потенциала M_{max} . Величина M_{max} для каждой зоны определялась следующим образом: по магнитуде наиболее сильного землетрясения для данной структуры (при наличии землетрясений) и по аналогии со сходными структурами других древних платформ или с геоструктурами данного региона (при отсутствии зафиксированных землетрясений).

Глубина возможного очага землетрясения с M_{max} для каждой зоны определялась исходя из особенностей геологического строения, преобладающих глубин возникновения сильных землетрясений в сходных тектонических условиях других древних платформ, вертикальных размеров очаговой области (при условии невыхода разрыва на дневную поверхность Земли, что характерно для коровых землетрясений с $M \leq 5,5$ на платформах), либо по годографу для инструментально зарегистрированных землетрясений.

Применение комплексного подхода позволило выделить ближайшие к площадке АЭС зоны ВОЗ, определить их основные характеристики и оценить степень потенциальной

опасности. Ближайшими к площадке Белорусской АЭС зонами ВОЗ являются Ошмянская сейсмогенная зона, расположенная к югу в 19 км, и Даугавпилсская сейсмогенная зона, расположенная к северу в 67,5 км.

Ошмянская сейсмогенная зона является продолжением Вильнюсской зоны. Эта зона находится вблизи узла пересечения активных разломных структур первого ранга. Эта зона разломов по своей кинематике выделена как сбросо-сдвиговая или сдвиговая. Структура относится к сейсмогенному типу с сейсмотектоническим потенциалом $M_{max} = 4,5$ и глубиной возможного очага землетрясения $H = 5$ км.

Даугавпилсская зона довольно активно проявляется на новейшем этапе. Территориальное обособление сейсмогенной зоны обусловлено тем, что координаты эпицентра землетрясения были определены с некоторой ошибкой, и он мог локализоваться как в широтной зоне разломов, так и в зоне разлома северо-восточного направления. Поэтому оба этих разрыва были приняты за сейсмотектонический каркас сейсмогенной зоны. В ходе формализованного сейсмотектонического районирования именно здесь было установлено четыре ячейки с $M_{max} = 4,5$. Полученные данные позволили отнести данную зону к сейсмогенному типу с сейсмотектоническим потенциалом $M_{max} = 4,5$ и $H = 10-12$ км.

Была рассмотрена и Калининградско-Литовская сейсмогенная зона, учитывая ощущимый характер землетрясений 2004 года от этой зоны, наблюдавшийся на территории Беларуси. Калининградско-Литовская сейсмогенная зона расположена на западном продолжении крупной Курземско-Полоцкой зоны разломов и состоит из трех подзон: Северной, Центральной и Южной. Все три подзоны характеризуются сейсмотектоническим потенциалом $M_{max} = 4$ и $H = 8$ км.

8) При определении сейсмичности площадки Белорусской АЭС были выполнены:

– детерминистские оценки магнитуды землетрясений на основании геодинамических данных (оценка максимальных магнитуд M_{max} потенциальных зон ВОЗ района и ближнего района размещения площадки Белорусской АЭС) и соответствующие оценки интенсивности сотрясений на средних грунтах площадки для уровня ПЗ и МРЗ, которые не превысили 7 баллов (МРЗ); значение ПЗ 6 баллов получено комплексом сейсмотектонических исследований в районе площадки при среднем периоде повторяемости 1000 лет.

9) Вероятностные оценки согласно имеющимся каталогам землетрясений (вероятностные оценки сейсмической опасности получены на основании каталога исторических землетрясений района размещения АЭС за период с 1602 по 2012 гг., подготовленного Центром геофизического мониторинга Национальной академии наук Беларуси, с учетом каталога, составленного Гронталем);

С применением вероятностного подхода получены непротиворечивые оценки (не превышающие детерминистские) интенсивности МРЗ порядка 6 баллов по шкале MSK-64 для средних грунтов.

Для гипотезы рассеянной сейсмичности землетрясения уровня $M_{пз}$ и M_{mpz} возможны в любой точке рассматриваемой территории, в том числе и непосредственно под площадкой АЭС. С учетом $M_{пз}$ и M_{mpz} и наиболее вероятной глубины очага оценки интенсивности сотрясений ПЗ и МРЗ для средних грунтов площадки могут достигать 4 и 6 баллов по шкале MSK-64 соответственно.

Для гипотезы структурированной сейсмичности с учетом минимального удаления потенциальных зон ВОЗ, способных генерировать аналогичные сейсмические события, от площадки наиболее вероятные оценки интенсивности сотрясений при ПЗ и МРЗ для средних грунтовых условий составляют 4,6 и 7,2 балла, что не превышает детерминистские оценки максимальной интенсивности.

Таким образом, по материалам комплексных сейсмологических и геодинамических исследований района (масштаб 1:500 000) и ближнего района (масштаб 1:50 000) площадки АЭС для средних грунтов получены оценки интенсивности ПЗ (SL1) и МРЗ (SL2), равные 6 и 7 баллам по шкале MSK-64 соответственно.

Исследования по уточнению сейсмической опасности с учетом грунтовых условий на

площадке размещения АЭС, выполненные в рамках сейсмического микрорайонирования (СМР) методами расчета «жесткостей», регистрации микросейм и взрывов, не выявили значимых приращений сейсмической интенсивности в баллах.

Техногенно-измененные условия в виде поднятия уровня грунтовых вод, производства котлована и грунтовой “подушки” и т.д. не внесут существенных изменений в параметры сейсмичности площадки Белорусской АЭС, определенные для естественных грунтовых условий. (Технический отчет. Белорусская АЭС в составе 2-х энергоблоков. Уточнение сейсмотектонических условий района и площадки размещения Белорусской АЭС и подготовка материалов для ООБ. Книга 1. Сейсмотектоническая характеристика и сейсмичность региона, района и площадки размещения Белорусской АЭС. BLR1.C.752.&.&&&&&.002.HG.0001. Договор от 23.04.2012 № 5808/1. ООО «ЭНЕРГОПРОЕКТТЕХНОЛОГИЯ», г. Москва, 2013.)

Разжижения грунтов площадки при сейсмическом воздействии уровня ПЗ и МРЗ не происходит. Данные по лабораторному исследованию грунтов представлены в (Специальные лабораторные исследования по определению физико-механических (в том числе динамических) и фильтрационно-суффозионных свойств грунтов основания энергоблока № 1 Белорусской АЭС. Технический отчет. (Заключительный). Том 1. Динамические испытания грунтов. ОАО “ВНИИГ им Б.Е. Веденеева”. С.-Петербург - 2012.)

Для контроля геодинамической стабильности состояния среды на этапах обоснования инвестиций, проектирования и сооружения Белорусской АЭС в районе размещения площадки строительства Белорусской АЭС с 2008г. по настоящее время организован сейсмологический мониторинг сетью наблюдений в непрерывном круглосуточном режиме. Локальная сейсмическая сеть, развернутая в районе размещения площадки Белорусской АЭС, состоит из 7 пунктов наблюдений на расстояниях 15-25 км от площадки, что обеспечивает регистрацию сейсмических событий в требуемом диапазоне эпицентральных расстояний и энергий. За период наблюдений обеспечена полная обработка данных, включая составление бюллетеней и каталогов землетрясений ближней зоны (до 300 км), региональных (до 1000 км) и удаленных землетрясений. Местных землетрясений зарегистрировано не было.

Проведенные режимные наблюдения не дали оснований для изменения параметров сейсмических воздействий на площадке строительства Белорусской АЭС. В частности, балльность на площадке размещения Белорусской АЭС и полученные значения были оставлены без изменений: величина ПЗ составляет 6 баллов; величина МРЗ – 7 баллов, что соответствует сейсмическому уровню SL-1 и SL-2 соответственно, согласно принятым обозначениям МАГАТЭ.

Таким образом, результаты комплексных сейсмотектонических, структурно-геодинамических, неотектонических, геоморфологических, а также полевых исследований территории размещения целикового блока земной коры, на котором располагается площадка Белорусской АЭС (Белорусская АЭС. Блок 1. Отчет по обоснованию безопасности. Глава 1 Общее описание атомной станции и Глава 2 Характеристика района и площадки АЭС б.м.: BLR1.B.130.1.01&.&01&.&000.HD.0001), исключают возможность возникновения быстрых сбросов, сдвигов, надвигов, взбросов, сбросо-сдвигов и других разрывов земной коры, сопровождаемых сильными колебаниями, а также сейсмотектонических разрывных смещений.

С учетом проведенного анализа обоснованность проектных решений, обеспечивающих сейсмостойкость АЭС в условиях площадки размещения Белорусской АЭС, подтверждается.

3.1.2 Защита АЭС при ПЗ и МРЗ

Все оборудование АЭС, необходимое для достижения безопасного останова РУ, относится к I категории сейсмостойкости (расчитано на МРЗ).

В Проекте АЭС все оборудование, разрушение которого может повлиять на работу оборудования, важного для безопасности, или имеет I категорию сейсмостойкости или физически отделено от важного для безопасности оборудования. Таким образом, достигается защита от вторичных эффектов землетрясений.

Из чего следует, что при землетрясении уровня до МРЗ включительно отказов оборудования, важного для безопасности, не возникает. Также не возникает эксплуатационных внештатных ситуаций.

Системы и элементы систем, необходимые для достижения безопасного останова РУ, с указанием выполняемых функций (в зависимости от режима эксплуатации - НЭ, ННЭ, ПА и ЗПА), представлены в таблице 3.1.2.1

Таблица 3.1.2.1 – Системы и элементы систем, необходимые для достижения безопасного останова РУ

Код KKS	Наименование системы	Основные элементы системы	Выполняемые функции	Здание
FAK ^{*)***)}	Система охлаждения топливного бассейна	Теплообменники, насосы	Отвод тепла от отработавшего топлива	UJA UKD
JAA ^{*)***) ***)}	Система реактора	Корпус ядерного реактора	Поддержание запаса теплоносителя	UJA
JEA ^{*)***) ***)}	Система парогенераторов	Корпус парогенератора, импульсно-предохранительное устройство.	Поддержание запаса теплоносителя	UJA
JEC ^{*)***) ***)}	Система главных циркуляционных трубопроводов	Трубопровод главный циркуляционный	Поддержание запаса теплоносителя	UJA
JEB [*])	Система главных циркуляционных насосных агрегатов	Главный циркуляционный насосный агрегат, корпус насоса сферический, система автономного контура	Поддержание запаса теплоносителя	UJA
JEF ^{*)***) ***)}	Система компенсации давления	Компенсатор давления, электронагреватели, импульсно-предохранительное	Поддержание запаса теплоносителя. Защита первого	UJA

		устройство.	контура от высокого давления	
JNG50,60,70,80 **) ***)	Система аварийного охлаждения зоны (пассивная часть)	Гидроемкости, трубопроводы, арматура	Поддержание запаса теплоносителя. Подпитка первого контура	UJA UKD
KTP**) ***)	Система аварийного газоудаления	Трубопроводы, арматура	Поддержание запаса теплоносителя.	UJA UKD
CL*)**) ***)	Система управления и защиты	Оборудование, выполняющее функции аварийной защиты реактора (АЗ)	Управление реактивностью	UJA , UC В
JDH***)	Система аварийного ввода бора	Насосы, трубопроводы	Поддержание запаса теплоносителя. Подпитка первого контура. Управление реактивностью	UJA UKD
JET*)	Система сбора протечек теплоносителя реактора	Трубопроводы, арматура	Поддержание запаса теплоносителя	UJA UKD
JEW*)	Система уплотняющей воды ГЦНА	Трубопроводы, арматура	Поддержание запаса теплоносителя	UJA UKA
JMN*)**)	Спринклерная система защитной оболочки	Насосы, трубопроводы	Ограничение давления в ГО Резерв отвода тепла от	UJA UKD

			отработавшего топлива	
JMK ^{*)**)} ***)	Система герметичных проходок	Локализующая арматура, герметичные проходки	Локализация ГО	UJA
JMP ^{***)}	Система пассивного отвода тепла от защитной оболочки	Баки, трубопроводы, арматура	Ограничение давления в ГО	UJA UJB
JMR ^{***)}	Система локализации расплава	Ловушка расплава	Находится в режиме ожидания	UJA
JMT ^{**) ***)}	Система удаления водорода из защитной оболочки	Рекомбинаторы	Находится в режиме ожидания	UJA
JMU ^{**) ***)}	Система контроля концентрации водорода	Датчики концентрации водорода.	Находится в режиме ожидания	UJA
JNA ^{*)**)}	Система отвода остаточного тепла	Трубопроводы, арматура	Отвод тепла от первого контура	UJA UKD
JNB ^{***)}	Система пассивного отвода тепла через парогенераторы	Баки, трубопроводы, насос, передвижной дизель генератор	Отвод тепла от второго контура	UJA UJB
JNB90 ^{***)}	Система аварийного использования воды из шахт ревизии ВКУ	Трубопроводы, арматура	Находится в режиме ожидания	UJA
JND ^{**)}	Система аварийного впрыска высокого давления	Насосы, трубопроводы	Поддержание запаса теплоносителя. Подпитка первого контура	UJA UKD
JNG10,20,30,40 ^{*)***)}	Система аварийного впрыска низкого давления	Теплообменники, насосы	Поддержание запаса теплонос	UJA UKD

			ителя. Подпитка первого контура. Отвод тепла от первого контура	
JNK ^{*)***) ***)}	Элементы системы хранения борированной воды, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Баки, трубопроводы	Поддержание запаса теплоносителя. Подпитка первого контура	UKA UKD UKA
KAA10,20,30,40 ^{*)**)}	Система промконтура охлаждения ответственных потребителей	Теплообменники, насосы	Отвод тепла от первого контура	UJA UKA UKC UKD
KAB10,20,30,40 ^{*)}	Система промконтура охлаждения ответственных потребителей высокого давления	Теплообменники, насосы	Отвод тепла от первого контура	UJA UKA
KLA10,20,30,50,60,80 ^{*)}	Системы вентиляции внутренних помещений здания реактора	Вентиляторы, теплообменники	Обеспечение жизнедеятельности	UJB
KLA13 ^{*)}	Рециркуляционная система очистки воздуха помещений защитной оболочки	Вентиляторы, фильтры	Обеспечение жизнедеятельности	UJB
KLC10,20,30,40 ^{*)**)}	Аварийная система охлаждения помещений между оболочками в здании реактора	Рециркуляционная охлаждающая установка	Обеспечение жизнедеятельности	UJB
KLC11,21,31,41 ^{*)**)}	Система локализации протечек из защитной оболочки здания реактора и здания	Вентиляторы, фильтры	Находится в режиме ожидания	UJA UJB

	безопасности			
KLD10 ^{*)}	Приточная и вытяжная системы создания разрежения в защитной оболочке здания реактора	Вентиляторы, фильтры	Находится в режиме ожидания	UJA UKA
KLD20 ^{*)}	Приточная и вытяжная ремонтно-аварийные системы вентиляции здания реактора	Вентиляторы, фильтры, кондиционер	Обеспечение жизнедеятельности	UJA UKA
KLE10,20,30 ^{*)}	Элементы главных приточных и вытяжных систем вентиляции помещений зоны контролируемого доступа, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Вентиляторы, фильтры, кондиционер	Обеспечение жизнедеятельности	UKA
KTA ^{*)}	Элементы системы дренажа оборудования здания реактора, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Трубопроводы, арматура	Поддержание запаса теплоносителя	UJA UKA UKD
KTB ^{*)}	Элементы системы сдувок оборудования здания реактора, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Трубопроводы, арматура	Поддержание запаса теплоносителя	UJA
LAR ^{***)***)}	Система аварийной питательной воды	Трубопроводы, арматура, регуляторы	Поддержание запаса теплоносителя Отвод тепла от второго контура	UJA UJE
LAS ^{***)***)}	Насосы системы аварийной	Насосы	Поддержание	UJE

	питательной воды		запаса теплоносителя Отвод тепла от второго контура	
LBA ^{*)***)}	Элементы системы паропроводов свежего пара, отнесенные к I категории сейсмостойкости	БЗОК	Поддержание запаса теплоносителя	УМА УJE
LBU ^{*)***)}	Общая система сброса давления острого пара	БРУ-А	Поддержание запаса теплоносителя Отвод тепла от второго контура	УJE
LCU ^{*)***)}	Элементы системы подпиточной воды, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Баки, трубопроводы.	Поддержание запаса теплоносителя Отвод тепла от второго контура.	УМА УJE
PEA ^{*)**)}	Система механических очистных устройств охлаждающей воды ответственных потребителей	Брызгальные бассейны, трубопроводы, арматура	Отвод тепла от первого контура	UQC URР
PEB ^{*)**)}	Система трубопроводов охлаждающей воды ответственных потребителей	Трубопроводы, арматура	Отвод тепла от первого контура	УKD UQC URР URS UQZ URZ
PEC ^{*)**)}	Насосные установки охлаждающей воды ответственных потребителей	Насосы	Отвод тепла от первого контура	UQC

QKA ^{*)**)}	Элементы системы подачи охлаждающей воды к потребителям блока, работающим при обесточивании, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Насосы	Обеспечение жизнедеятельности	UGB UKA UCB UBN
QKC ^{*)**)}	Системы холодоснабжения систем вентиляции здания управления	Холодильные машины (конденсатор с воздушным охлаждением)	Обеспечение жизнедеятельности	UCB
QKD ^{*)**)}	Системы холодоснабжения систем вентиляции здания резервной дизельной электростанции	Холодильные машины, (конденсатор с воздушным охлаждением)	Обеспечение жизнедеятельности	UBS
QKS ^{*)**)}	Система холодоснабжения систем вентиляции паровой камеры	Холодильные машины, (конденсатор с воздушным охлаждением)	Обеспечение жизнедеятельности	UMA UGB
SAA	Системы вентиляции помещений баков СПОТ	Кондиционеры со встроенной холодильной машиной	Обеспечение жизнедеятельности	UJB UJG
SAC ^{*)**)}	Системы вентиляции, кондиционирования воздуха здания управления	Кондиционеры , Электронагреватели	Обеспечение жизнедеятельности	UCB
SAD ^{*)**)}	Системы вентиляции, кондиционирования воздуха здания резервной дизельной электростанции	Кондиционеры , Электронагреватели	Обеспечение жизнедеятельности	UBS
SAS ^{*)**)}	Элементы системы вентиляции помещений паровой камеры, отнесенные к I категории	Кондиционеры , Электронагреватели	Обеспечение жизнедеятельности	UJE

	сейсмостойкости			
SAG ^{*)**)}	Системы вентиляции и охлаждения помещений здания насосной ответственных потребителей	Вентиляторы	Обеспечение жизнедеятельности	UQC
SAG ^{*)**)}	Системы вентиляции помещений камер переключений	Вентиляторы	Обеспечение жизнедеятельности	URS
SGA ^{*)**)}	Элементы системы противопожарного водоснабжения, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Насосы, трубопроводы	Пожарная защита	UFG
SGB ^{*)**)}	Система автоматических модульных установок пожаротушения тонкораспыленной водой	Модули, трубопроводы, насадки-распылители	Пожарная защита	UBS UBN UXS
SGE ^{*)**)}	Элементы системы автоматических установок газового пожаротушения, отнесенные к I категории сейсмостойкости	Модули с ЗПУ, трубопроводы, насадки-распылители	Пожарная защита	USG UXR UCB UKD UKT UXS USG
XJ10,20,30,40 ^{*)**)}	Резервная дизельная электростанция	Дизель генераторы	Обеспечение электроснабжения	UBS
XJA10,20,30,40HA001	Дизель	Дизель	Обеспечение привода генератора	UBS
XKA10,20,30,40AG001	Генератор	Генератор	Выработка электроэнергии	UBS
XJG10,20,30,40	Система охлаждения	Насосы, электронагреватели, теплообменники	Обеспечение охлаждения дизеля	UBS

		ки, баки, трубопроводы, арматура		
XJN10,20,30,40	Топливная система	Насосы, теплообменники, баки, фильтры, трубопроводы, арматура	Обеспечение топливом дизеля	UBS
XJV10,20,30,40	Масляная система	Насосы, теплообменники, баки, трубопроводы, арматура	Обеспечение смазки дизеля и подшипников генератора	UBS
XJP10,20,30,40	Система пуска	Компрессоры, баллоны сжатого воздуха, трубопроводы, арматура	Обеспечение запуска дизеля	UBS
XJR10,20,30,40	Система газовых хлопов	Глушители, трубопроводы, арматура	Отвод выхлопных газов	UBS
XJQ10,20,30,40	Система воздухозабора	Фильтры, трубопроводы, арматура	Забор воздуха на сгорание в дизель	UBS
BE BN BS BW BT ХКА10-40 *)***)	Аварийное электроснабжение	Аккумуляторные батареи и РДЭС	Обеспечение электроснабжения	Все здания
BS BT ХКА70 *)***)	Электроснабжение ЗПА	АБП, аккумуляторные батареи 7-го канала ПДГУ	Находится в режиме ожидания	Все здания
CL *)***) ***)	СКУ оборудованием систем безопасности (СКУ СБ)	Шкафы СКУ	Обеспечение управления	UJA UCB
CL *)***) ***)	Элементы комплекса Электрооборудования СУЗ (КЭ СУЗ), отнесенные к I	Шкафы СКУ	Обеспечение управления	UJA UCB

	категории сейсмостойкости : -А3 -П3 -АРМ -СГИУ			
CN ^{*)***)}	Элементы системы Контроля Управления и Диагностики (СКУД), отнесенные к I категории сейсмостойкости	Вычислительные комплексы	Обеспечение управления	UCB
CW ^{*)***) ***)}	Элементы технических средств оперативно-диспетчерского управления (ТС ОДУ), отнесенные к I категории сейсмостойкости	Панели БПУ/РПУ	Обеспечение управления и контроля	UCB
CYE ^{*)***)}	Система Контроля и Управления Противопожарной Защиты включая пожарную сигнализацию (СКУ ПЗ)	Шкафы СКУ ПЗ	Обеспечение управления	Все здания

Анализ состояния основных систем с учетом влияния землетрясения уровня МРЗ представлено в таблице 3.1.2.2, 3.1.2.3.

Кроме того, при проведении оценок влияния землетрясения на работу и состояние крана мостового электрического кругового действия г/п 360(205)/32+10 т для блоков №1 и №2 Белорусской АЭС определили следующее:

Кран относится к 1 категории сейсмостойкости согласно НП-031-01.

Электрооборудование, применяемое на кране, по ударной и вибрационной стойкости, комплектующих электротехнических изделий крана отвечает требованиям ГОСТ 17516.1 и ГОСТ 16962.2. На кране применены шкафы (АК1.1, АХТ1, АХТ2, АХТ3 и АХТ4), металлоконструкции которых отвечает требованиям по I-ой категории сейсмостойкости. Для исключения падения частей крана при сейсмических воздействиях крепление электрооборудования, как и металлоконструкция крана, соответствует I-ой категории сейсмостойкости.

Электрооборудование, установленное на кране, а также внутри шкафов и коробок, выдерживает механические воздействия, возникающие при эксплуатации крана, а также

сохраняет работоспособность при ударных нагрузках, соответствующих уровню не выше ПЗ. При сейсмических воздействиях уровня МРЗ исключено падение электрооборудования, установленного на кране, и нарушение целостности оболочек шкафов.

Таблица 3.1.2.2 – Землетрясение силой свыше ПЗ до МРЗ включительно, начальное состояние РУ «на мощности»

Наименование объекта (параметра, элемента, конструкции, оборудования и т.д.)	Обоснование	Последствия
Реакторное отделение		
Реактор в подкритическом состоянии	ОР СУЗ переводят реактор в подкритичное состояние по соответствующему сигналу (без использования борной кислоты в первом контуре). В случае потери электропитания ГЦНА отключаются. Повышение концентрации борной кислоты в первом контуре за счет ввода РБК с высокой концентрацией – система JDН.	Изменения реактивности исключено
	ЕЦ в первом контуре (при отключенных ГЦНА). Отвод тепла от ПГ за счет БРУ-А	Отвод тепла из активной зоны после МРЗ обеспечивается
Системы безопасности работоспособны.	Системы безопасности отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01. Запас воды (~2150 м ³) для подпитки ПГ при расхолаживании достаточен для перевода РУ в «холодное» состояние.	Отвод тепла из активной зоны после МРЗ обеспечивается
Обеспечивающие системы		
Промконтур (КАА/КАВ) работоспособен.	КАА/КАВ/РЕ отнесены к I и II категории сейсмостойкости по НП-031-01. Системы и элементы II и III категорий сейсмостойкости отсечены от систем и элементов, отнесенных к I категории сейсмостойкости по НП-031-01, по соответствующему автоматическому сигналу.	Отвод тепла от систем безопасности и систем важных для безопасности обеспечивается.
Система РЕ работоспособна	Элементы систем КАА/КАВ/РЕ, отвечающие за безопасность, после потери электроснабжения НЭ получают электропитание от САЭ (ДГ при этом запускаются по программе СПДГ)	

Продолжение Таблицы 3.1.2.2

Наименование объекта (параметра, элемента, конструкции, оборудования и т.д.)	Обоснование	Последствия
Работоспособны: - Обеспечивающие системы вентиляции и кондиционирования помещений	Системы вентиляции и охлаждения воздуха помещений отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01. Системы и элементы II и III категории сейсмостойкости отсечены от систем и элементов, отнесенных к I категории сейсмостойкости по НП-031-01, по соответствующему автоматическому сигналу	Обеспечиваются необходимые условия окружающей среды
Системы важные для безопасности	Системы и элементы, отнесенные к I категории сейсмостойкости, отсечены от систем и элементов II и III категории сейсмостойкости по соответствующему автоматическому сигналу	Элементы, не имеющие питания от САЭ, неработоспособны (при отсутствии электропитания НЭ)
Параметры первого контура стабильные	<p>ГЦНА отключены (после потери электроснабжения НЭ). Через уплотнения ГЦНА протечки в размере не более $0,05 \text{ м}^3/\text{ч}$ первые 24 часа. Затем не более $0,5 \text{ м}^3/\text{ч}$. Подпитка первого контура от системы JDH.</p> <p>Давление поддерживается:</p> <ul style="list-style-type: none"> - впрыск от JDH – для снижения давления - ИПУ КД – для исключения повышения давления <p>Отвод тепла от второго контура через БРУ-А</p>	Отвод тепла из активной зоны после МРЗ обеспечивается

Продолжение Таблицы 3.1.2.2

Наименование объекта (параметра, элемента, конструкции, оборудования и т.д.)	Обоснование	Последствия
<u>Пожаротушение</u>		
Системы пожаротушения	Системы пожаротушения отнесены ко II и III категории сейсмостойкости по НП-031-01. Исключение составляют резервуары пожарного запаса в зданиях 01UGFи 02UGF, отнесенные к I сейсмостойкости по НП-031-01, сохраняющие пожарный запас воды при землетрясении от ПЗ до МРЗ включительно. Системы и элементы II и III категории сейсмостойкости отсечены от систем и элементов отнесенных к I категории сейсмостойкости.	Резервуары пожарного запаса в состоянии готовности
<u>Бассейн выдержки топлива</u>		
Параметры в БВ стабильные	Поддерживаются штатными средствами – система FAK. При необходимости может быть подключен канал системы JMN. Системы JMN и FAK отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01 и получают электроснабжение от САЭ.	Отвод остаточного тепловыделения от отработавшего топлива обеспечивается
<u>Турбинное отделение</u>		
Турбина и системы конденсатно-питательного тракта, а также системы, обеспечивающие их работу, в неработоспособном состоянии	Турбина и системы конденсатно-питательного тракта отнесены ко II категории сейсмостойкости по НП-031-01	Функция выработки электроэнергии и отвода тепла через БРУ-К отсутствует
Параметры второго контура стабильные.	Давление поддерживаются штатными средствами – БРУ-А. БРУ-А – отнесен к I категории сейсмостойкости. Уровень воды в ПГ поддерживается системой LAR/LAS (система аварийной питательной воды).	Отвод тепла от активной зоны осуществляется через БРУ-А.

Продолжение Таблицы 3.1.2.2

Наименование объекта (параметра, элемента, конструкции, оборудования и т.д.)	Обоснование	Последствия
<u>Основные здания и сооружения</u>		
Гарантировано сохраняются здания отнесенные к I категории сейсмостойкости (см. р. 2.1.2)	Основные здания, сооружения, конструкции, влияющие на безопасность, отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01	Радиационные последствия отсутствуют.
<u>Источники аварийного электропитания</u>		
Системы аварийного электроснабжения работоспособны	САЭ отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01, запускаются после потери электропитания НЭ	При работе САЭ все элементы, питанные от САЭ, получают электропитание, ДГ при этом запускается по СПДГ
<u>Другие источники электроснабжения</u>		
Система электроснабжения НЭ (включая БДЭС), неработоспособны	Системы и элементы электроснабжения НЭ отнесены ко II категории сейсмостойкости по НП-031-01	Системы и элементы, имеющие электропитание от источников электроснабжения НЭ, неработоспособны
Система электроснабжения ЗПА	СЭ ЗПА отнесена к I категории сейсмостойкости по НП-031-01	Работоспособна
<u>Передвижные источники электропитания</u>		
Передвижные источники электроснабжения в работоспособном состоянии	ПДГУ, отсутствие воздействий во время и после прохождения сейсмических воздействий	Готовность к подключению к штатным разъемам при ЗПА

Таблица 3.1.2.3 – Землетрясение силой свыше ПЗ до МРЗ включительно, начальное состояние РУ «холодное»

Наименование объекта (параметра, элемента, конструкции, оборудования и т.д.)	Обоснование	Последствия
Реакторное отделение		
Реактор в подкритическом состоянии	<p>ОР СУЗ находятся на НЖУ</p> <p>В реакторе и трубопроводах систем только РБК с концентрацией не менее 16 г/дм³</p> <p>Системы СБ обеспечивают отвод остаточных тепловыделений от топлива к конечному поглотителю</p>	<p>Изменение реактивности исключено</p> <p>Отвод тепла из активной зоны обеспечивается</p>
Системы безопасности работоспособны.	Системы безопасности отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01. Элементы систем безопасности получают электропитание от САЭ	Отвод тепла из активной зоны обеспечивается
Обеспечивающие системы		
Промконтур (КАА/КАВ) работоспособен	В соответствии с Таблицей 3.1.2.1	<p>Отвод тепла из активной зоны обеспечивается</p> <p>Отвод тепла от систем безопасности обеспечивается</p>
Система РЕ работоспособна	В соответствии с Таблицей 3.1.2.1	
Работоспособны: - Обеспечивающие системы вентиляции и кондиционирования помещений	В соответствии с Таблицей 3.1.2.1	Обеспечиваются необходимые условия окружающей среды
Параметры первого контура стабильные	ГЦНА отключены (в том числе и после потери электроснабжения НЭ). Подпитка первого контура не требуется. Отвод остаточного тепла от топлива осуществляется с помощью штатных систем безопасности	Отвод тепла из активной зоны обеспечивается

Продолжение Таблицы 3.1.2.3

Наименование объекта (параметра, элемента, конструкции, оборудования и т.д.)	Обоснование	Последствия
<u>Пожаротушение</u> Системы пожаротушения	В соответствии с Таблицей 3.1.2.1	Резервуары пожарного запаса в состоянии готовности.
<u>Топливный бассейн</u>	В соответствии с Таблицей 3.1.2.1	Отвод остаточного тепловыделения от отработавшего топлива обеспечивается
<u>Турбинное отделение</u> Турбина и системы конденсатно-питательного тракта, а также системы, обеспечивающие их работу, в неработоспособном состоянии	Турбина и системы конденсатно-питательного тракта отнесены ко II категории сейсмостойкости по НП-031-01	Функция выработки электроэнергии и отвода тепла через БРУ-К отсутствует
<u>Основные здания и сооружения</u> Гарантировано сохраняются здания отнесенные к I категории сейсмостойкости	В соответствии с Таблицей 3.1.2.1	Радиационные последствия отсутствуют.

Продолжение Таблицы 3.1.2.3

Источники аварийного электропитания		
Системы аварийного электроснабжения работоспособны	САЭ отнесены к I категории сейсмостойкости по НП-031-01, автоматически запускаются после потери электропитания НЭ	При работе САЭ все элементы, питанные от САЭ, получают электропитание, ДГ при этом автоматически запускается по СПДГ
Другие источники электроснабжения		
Система электроснабжения НЭ (включая БДЭС), неработоспособны	Системы и элементы электроснабжения НЭ отнесены ко II категории сейсмостойкости по НП-031-01	Системы и элементы, имеющие электропитание от источников электроснабжения НЭ, неработоспособны
Передвижные источники электропитания		
Передвижные источники электроснабжения в работоспособном состоянии	ПДГУ, отсутствие воздействий во время и после прохождения сейсмических воздействий	Готовность к подключению к штатным разъемам – не требуется

Принятые проектные решения обеспечивают наличие соответствующих сейсмических запасов зданий и сооружений энергоблока в соответствии с принятым уровнем МРЗ.

3.1.3 Соответствие АЭС лицензионным требованиям

Сопоставление уровней сейсмического воздействия, принятых для проектирования Белорусской АЭС, с уровнями сейсмического воздействия, полученными по данным сейсмического микрорайонирования, показывает, что проектные уровни имеют запас не менее 10% по всем зонам ВОЗ (возможных очагов землетрясений). При этом, проектный спектр отклика для площадки АЭС полностью покрывается нормативным спектром по нормам НП 031-01, использованным в базовом проекте (см. рисунки 3.1.3.1 и 3.1.3.2). Таким образом, сейсмостойкость АЭС соответствует нормативным требованиям.

Соответствие АЭС лицензионным требованиям означает обязательное соблюдение требований в области использования атомной энергии, а также эксплуатационной документации и процедур ЭО, разработанных в этой связи.

С целью подтверждения соответствия сооружения Белорусской АЭС лицензионным требованиям проводятся инспекционные проверки со стороны:

Госатомнадзора в части соблюдения требований законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

иных республиканских органов государственного управления в отношении соблюдения требований в области строительной, промышленной, санитарной и пожарной безопасности;

генерального подрядчика в части соблюдения требований технической документации и проекта;

эксплуатирующей организацией в части соблюдения требований законодательства, программ обеспечения качества, а также проектной, технической и эксплуатационной документации.

Эксплуатационной документацией ЭО предусматривается регулярное плановое проведение технического обслуживания, ремонта и испытаний оборудования и мониторинга строительных конструкций. Программы технического обслуживания и ремонта затрагивают, в том числе и мобильное оборудование, и расходные материалы, применяемые в аварийных эксплуатационных процедурах, с целью обеспечения его доступности и готовности к использованию.

Требования к организации и документированию технического обслуживания и ремонта оборудования АЭС установлены в соответствующих стандартах ЭО. Порядок вывода оборудования в ремонт, вывода и приемки из ремонта, оценки качества ремонта определяются в инструкциях о порядке вывода оборудования в ремонт и вывода его в эксплуатацию после ремонта.

Штатные действия персонала ЭО при сейсмическом воздействии определяются в эксплуатационной документации.

Дополнительные действия персонала ЭО по обеспечению того, что системы, структуры и компоненты АЭС, необходимые для достижения состояния безопасного останова РУ после землетрясения, остаются в работоспособном состоянии, не требуются.

Действия персонала ЭО по обеспечению того, чтобы планирующееся к применению после землетрясения передвижное оборудование и ресурсы находились в состоянии постоянной готовности к использованию, описываются в противоаварийных инструкциях РУЗА, РУТА.

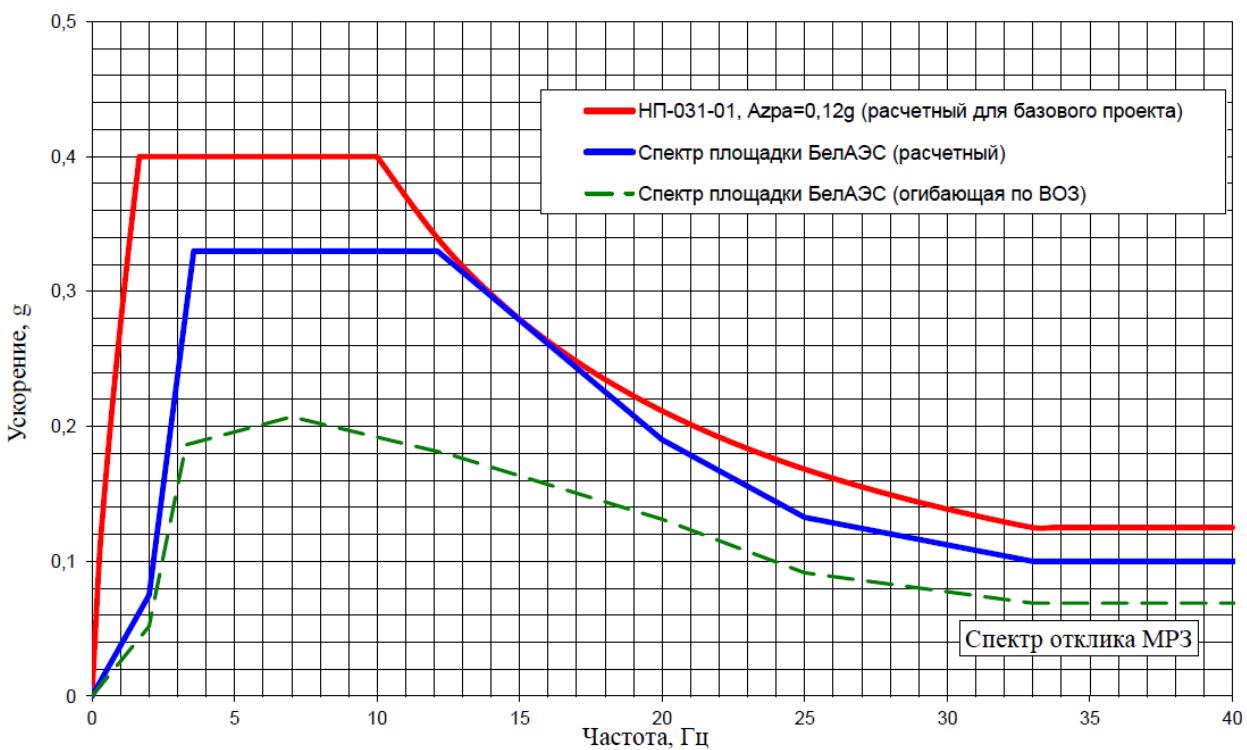


Рисунок 3.1.3.1- Сопоставление спектра отклика, принятого для МРЗ базового проекта со спектром отклика площадки Белорусской АЭС при МРЗ (горизонтальная компонента, затухание 5%).

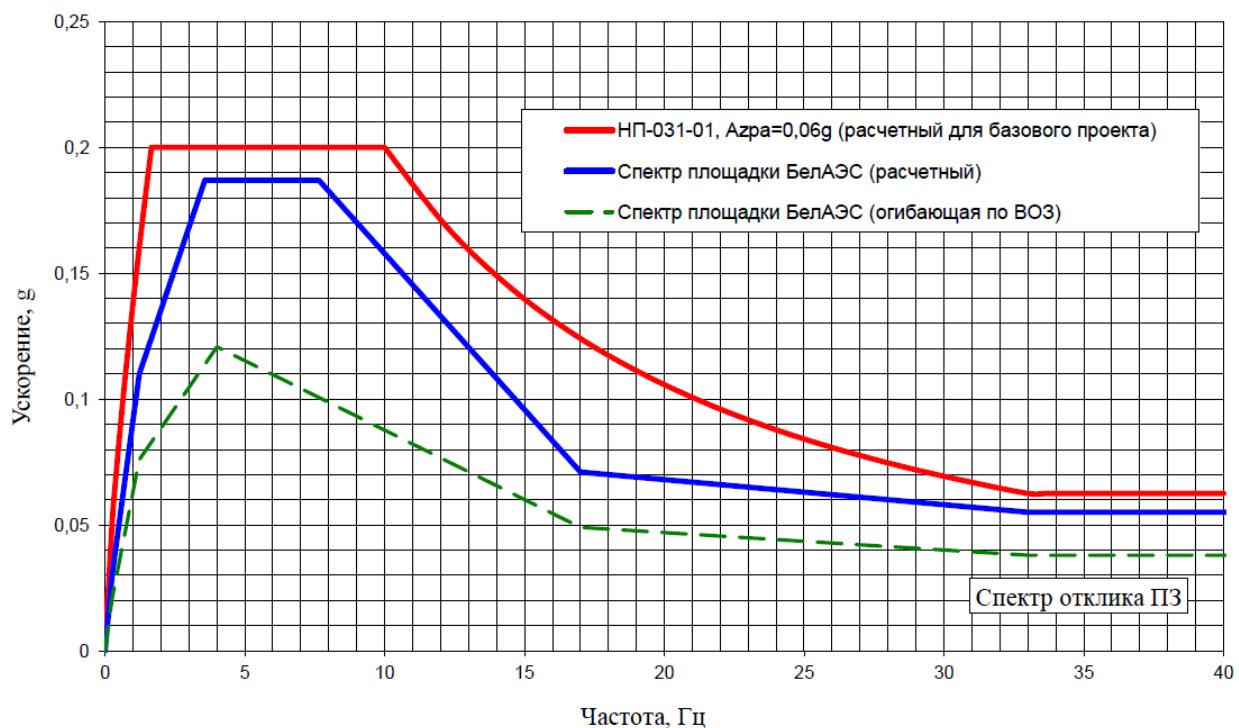


Рисунок 3.1.3.2 - Сопоставление спектра отклика, принятого для ПЗ для базового проекта со спектром отклика площадки Белорусской АЭС при ПЗ (горизонтальная компонента, затухание 5%).

3.2 Оценка запасов безопасности

3.2.1 Уровень землетрясения, приводящего к аварии с тяжелым повреждением ЯТ

3.2.1.1 Запасы по раскреплению конструкций основного оборудования РУ

Главный циркуляционный контур включает в себя: реактор, четыре петли главного циркуляционного трубопровода, парогенераторы, главные циркуляционные насосные агрегаты. Реактор состоит из корпуса с ВКУ, активной зоны и блока верхнего.

Основной несущей опорой реактора является ферма опорная, которая воспринимает весовую нагрузку со стороны корпуса реактора, а также все виды других эксплуатационных воздействий, включая сейсмические и аварийные. Для восприятия горизонтальной динамической нагрузки и удерживания корпуса от опрокидывания на уровне фланцевого разъема корпуса реактора установлена ферма упорная.

Блок верхний включает в себя крышку реактора, на которой расположены 121 патрубок СУЗ с установленными шаговыми электромагнитными приводами, патрубки внутриреакторного контроля, а также сборную металлоконструкцию, состоящую из траверсы и шести штанг с верхней и нижней плитами, ограничивающими перемещения чехлов СУЗ в горизонтальной плоскости.

Закрепление блока верхнего от динамических воздействий осуществляется на уровне траверсы с помощью металлоконструкции блока электроразводок.

Петли ГЦТ идентичны по трассировке и закреплению оборудования. Парогенераторы горизонтального типа имеют цилиндрический корпус и эллиптические днища и установлены на две весовые роликовые опоры. В качестве антисейсмических опор каждого ПГ используются четыре пары гидроамортизаторов Р-450, которые расположены на краях ПГ. Верхний и нижний гидроамортизаторы в паре разнесены по высоте симметрично относительно центральной оси ПГ.

ГЦНА представляет собой вертикальный агрегат, состоящий из электродвигателя, верхней и нижней проставок, сферического корпуса, роликовой опоры. В качестве антисейсмических опор для каждого ГЦНА используются два гидроамортизатора Р-300 на двигателе и одна тяга на корпусе. Элементы закрепления ПГ и ГЦНА не препятствуют температурным расширениям оборудования и ГЦТ.

Система компенсации давления предназначена для поддержания давления в первом контуре и состоит из компенсатора давления, трубопроводов соединительного, впрыска и сброса.

Компенсатор давления представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с двумя эллиптическими днищами и блоком трубчатых электронагревателей, заполненный теплоносителем. Компенсатор давления имеет две опоры: нижнюю опорную обечайку, приваренную к опоре на нижнем днище КД и верхний упорный узел, представляющий собой металлоконструкцию и воспринимающий только горизонтальные усилия.

Соединительный трубопровод связывает «горячую» нитку петли № 4 ГЦТ с компенсатором давления и предназначен для перетока теплоносителя из первого контура в компенсатор и обратно при изменении температуры и объема теплоносителя в первом контуре. Трубопровод впрыска служит для подачи теплоносителя из «холодной» нитки петли №3 ГЦТ в паровое пространство компенсатора давления в процессе поддержания давления в первом контуре. Трубопровод сброса соединяет паровое пространство КД с барботером и служит для сброса пара через импульсно-предохранительные устройства компенсатора давления при их срабатывании.

Элементы крепления соединительного трубопровода состоят из двух гидроамортизаторов Р-50, предназначенных для восприятия динамических нагрузок. На

трубопроводе впрыска установлены стационарные весовые опоры и вязко-упругие демпферы для восприятия динамических нагрузок. На трубопроводе сброса также установлены стационарные весовые опоры, кроме того, для восприятия динамических нагрузок использованы гидроамортизаторы.

БЭР входит в состав оборудования реактора и предназначен для размещения и транспортирования шлейфов электрокоммуникаций обслуживания верхнего блока и удержания его и шлейфов при сейсмических воздействиях.

БЭР включает металлоконструкцию и размещенные на ней шлейфы электрокоммуникаций. Металлоконструкция БЭР состоит из опорной плиты, двух площадок обслуживания и настила, которые соединены между собой шестнадцатью вертикальными стойками. Опорная плита закрепляется на закладном кольце шахты бетонной десятью болтами M64 и для однозначной установки БЭР снабжена двумя штифтами M64. Крепление шлейфов осуществляется на перилах и настилах двух площадок.

Для вышеперечисленного оборудования РУ выполнены расчеты по обоснованию сейсмостойкости, как самого оборудования и трубопроводов, так и их опорных конструкций для землетрясения интенсивностью 8 баллов [32]. Основным методом расчета сейсмических нагрузок на элементы РУ является линейно-спектральный метод расчета, при котором в качестве исходных сейсмических воздействий используются поэтажные спектры отклика.

Методика определения запаса сейсмостойкости состояла в расчетной оценке максимальных напряжений в оборудовании, пересчитанных на уровень землетрясения интенсивностью 8 баллов для спектров базового проекта.

Если при этом не обеспечивалась сейсмостойкость оборудования, то использовался понижающий коэффициент, учитывающий различие спектров базового проекта и площадки АЭС для основных собственных частот оборудования.

Расчеты показали, что основное оборудование РУ – реактор, ПГ, ГЦНА, ГЦТ, КД, БЭР, соединительный трубопровод обладают необходимыми запасами для восприятия нагрузок при повышенном землетрясении интенсивностью 8 баллов. Условия прочности при землетрясении интенсивностью 8 баллов не обеспечиваются для САОЗ, трубопроводов впрыска и сброса системы компенсации давления, металлоконструкций верхнего блока реактора, бассейна выдержки отработавшего топлива, тяги антисейсмического раскрепления ГЦНА. При этом относительно проектного уровня МРЗ 7 баллов верхний блок реактора имеет запас по сейсмостойкости 10%, САОЗ – 35% и стеллажи бассейна выдержки –20%. [32].

3.2.1.2 Состояние сейсмостойких элементов систем безопасности и важных для безопасности после сейсмического воздействия силой выше порогового

Пассивная часть системы аварийного охлаждения зоны предназначена для автоматической подачи охлаждающего раствора в активную зону реактора в случае утечки теплоносителя и включается в работу при аварийной разгерметизации первого контура.

САОЗ состоит из четырех емкостей и соединяющих их с реактором четырех трубопроводов. Емкость САОЗ представляет собой толстостенный цилиндрический сосуд высокого давления с двумя эллиптическими днищами, который установлен вертикально на опоре.

На всех четырех петлях трубопроводов САОЗ между запорными задвижками установлены неподвижные опоры. Опоры представляют собой металлоконструкцию с ложементами, на которых с помощью хомутов закреплены трубопроводы. Для восприятия весовых и сейсмических нагрузок на всех четырех трубопроводах установлены тяги в

вертикальном направлении. Горизонтальные тяги установлены на трубопроводах № 2, 3 на отметке +19,500 м и на трубопроводах № 1, 4 на отметке +16,100 м. На трубопроводе № 3 на отметке +16,100 м установлена неподвижная опора. Также для восприятия динамических и аварийных нагрузок на трубопроводах № 2 и 3 на отметках +12,700 и +14,500 м установлены по два гидроамортизатора Р-50.

Опорная обечайка емкости САОЗ, трубопроводы САОЗ и их элементы крепления не обладают достаточными запасами для восприятия нагрузок от МРЗ 8 баллов. Превышение расчетных напряжений над допускаемыми в опорной обечайке емкости САОЗ при НЭ+МРЗ 8 баллов составит 64 %, максимальное превышение допускаемых напряжений в трубопроводах САОЗ составит 40 %. Для стеллажей бассейна выдержки при МРЗ 8 баллов критерии прочности будут превышены в опорных стойках на 48 %. Таким образом, САОЗ – запас около 35% и стеллажи бассейна выдержки – запас около 20% относительно проектного уровня МРЗ 7 баллов.

Стеллажи бассейна выдержки предназначены для размещения и хранения в них в вертикальном положении отработавших ТВС и герметичных пеналов с дефектными ТВС, а также для кратковременного хранения свежих ТВС перед их загрузкой в реактор. Стеллажи БВ выполнены в виде отдельных транспортных секций, конструкция которых упрощает их монтаж и извлечение из БВ в случае ремонта облицовки. Секции стеллажей БВ устанавливаются на опоры, приваренные к закладным деталям пола БВ. К верхним плитам стеллажей приварены упоры, дистанционирующие секции между собой и от стен БВ. Наличие упоров ограничивает перемещения стеллажей в горизонтальном направлении вдоль длинной стороны БВ при внешних динамических воздействиях.

Стеллаж для ТВС входит в состав системы перегрузки топлива, устанавливается в хранилище свежего топлива и предназначен для размещения в вертикальном положении и хранении свежих ТВС и каркасов для ПС СУЗ. Стеллаж для ТВС представляет собой сварную коробчатую металлоконструкцию в виде каркаса, внутри которого вертикально расположены «борированные» шестигранные трубы, в которые устанавливаются ТВС.

К нижней плите стеллажа приварены 12 платиков для опирания стеллажа на закладные детали пола ХСТ. Для исключения возможности перемещения стеллажа при сейсмических воздействиях до уровня МРЗ включительно, падении самолета и при воздействии внешней ударной волны периферийные платики привариваются к закладным.

При сейсмическом воздействии основными силовыми факторами, определяющими прочность оборудования и трубопроводов, являются изгибающие моменты от инерционных сейсмических сил. Допускаемые напряжения категории σ_2 (с учетом изгиба) составляют 1,3 [σ] при НЭ и 1,8 [σ] при НЭ+МРЗ, где [σ] – номинальное допускаемое напряжение.

Таким образом, при сейсмическом воздействии допускается повышение напряжений в $1,8/1,3 = 1,4$ раза за счет нелинейного поведения материала в области пластических деформаций. Учитывая проектный запас по прочности в 1,5 раза (п. 3.4 ПНАЭ-Г-002-86 «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок»), можно сделать следующий вывод – при прохождении землетрясения уровня МРЗ, определенного для площадки БелАЭС, конструкции оборудования и трубопроводов будут оставаться в зоне линейно упругого поведения материала, т.е. как для режима НУЭ.

Как отмечалось, допускаемые напряжения категории σ_2 (с учетом изгиба) составляют $k_{[\sigma]}$, где коэффициент формы $k = 1,3$ определен для трубы. Для оборудования и резервуаров данный коэффициент, как правило, теоретически равен 1,5 (ACI359 «ASME BPVC – ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Part III, Division 2»). В таком случае, имеется дополнительный запас на обечайку 15 %.

При проектировании проходок сейсмическая нагрузка учитывается аналогично учитываемой при расчете трубопроводов. Т.о. для проходок применим тот же подход, что и к трубопроводам. При проектировании строительной части нагрузки от проходок, в том

числе сейсмические, прикладывались к расчетной модели строительной части, т.о. определение запасов по несущей способности для строительных конструкций справедливо и для этих узлов.

Электротехническое оборудование, обеспечивающее безопасность, отнесено к I категории сейсмостойкости по НП-031-01 и сохраняет работоспособность при землетрясении силой 7 баллов по MSK-64.

Пороговым значением прочности оборудования и трубопроводов при сейсмическом воздействии является уровень МРЗ, принятый в проекте БелАЭС с ускорением 0,12g. При превышении данного порогового уровня имеется запас прочности до наступления относительной пластической деформации 0,2 % не менее 1,07 раза (п. 3.6 ПНАЭ-Г-002-86) за счет определения допускаемого напряжения. С учетом принятого запаса по прочности для оборудования и трубопроводов величина максимального допустимого ускорения составит $0,12 \times 1,07 = 0,13g$. При дальнейшем повышении напряжений следует ожидать появления зон оборудования и трубопроводов со значительной пластической деформацией. В случае прохождения соответствующего землетрясения следует провести тщательную проверку состояния всех элементов на предмет необходимости замены деформированных элементов.

3.2.1.3 Общая оценка сейсмических запасов сооружений

Сейсмические запасы зданий и сооружений энергоблока, рассчитанного на принятый в проекте уровень МРЗ, обеспечиваются следующими условиями.

1) Расчетный спектр отклика на грунте задан с запасом относительно спектра отклика на площадке с обеспеченностью 84 % и запас составляет примерно 10 %.

При проведении оценок пороговых значений уровня сейсмического воздействия (SMA – Seismic Margin Assesment) для зданий и сооружений допускается принимать спектр отклика на грунте с меньшей обеспеченностью (50 %). При этом ускорение нулевого периода на спектре сохраняется, а в зоне максимальных значений ускорения уменьшаются на 25 – 15% (см., например, NUREG/CR-0098 “US Nuclear Regulatory Commission, Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants ”).

2) Так как при проведении SMA допускаются большие неупругие деформации в конструкциях по сравнению с расчетами сейсмостойкости при МРЗ, применяют большие значения затуханий при расчете сейсмических нагрузок на строительные конструкции и оборудование. Так, например, в железобетонных конструкциях значение относительного затухания равно 0,10, а не 0,07, как при расчете на МРЗ.

3) Запас обеспечивается консервативностью задания расчетных прочностных характеристик материалов (вероятность непревышения 0,999). При проведении SMA могут быть приняты нормативные характеристики материалов, имеющие вероятность непревышения 0,95%.

4) Консервативность используемых методов расчета прочности сооружений и оборудования. При проведении SMA в данном случае могут быть использованы коэффициенты, снижающие сейсмическую нагрузку за счет развития неупругих деформаций. Снижение при этом может происходить до нескольких раз.

Для сооружений I категории по сейсмостойкости НП-031-01 рекомендуют использовать коэффициент учета неупругих деформаций $K_1 = 0,625$.

СП 14.13330.2011 (Актуализированная редакция СНиП II-7-81* «Строительство в сейсмических районах») для монолитных железобетонных конструкций приводит значение 0,22, IBC-2000 «International Building Code» для армированных железобетонных конструкций со стенами, работающими на сдвиг – 0,18 – 0,22, UBC-97 «Uniform Building Code» для таких же конструкций также дает значение 0,22.

При $K_1 = 0,625$ коэффициент снижения сейсмической нагрузки $R = 1/K_1 = 1/0,625 = 1,6$, коэффициент пластиичности (отношение допускаемой деформации

к упругой деформации) $\mu = 1,78$, при $K_1 = 0,22$, $R = 1/0,22 = 4,5$, $\mu = 10,6$.

При этом следует отметить, что разрыв строительной арматуры наступает при значениях $\mu \approx 70$ (относительное удлинение при разрыве составляет не менее 0,14, упругое удлинение 0,002). Соответственно, даже при $K_1 = 0,22$ имеется значительный резерв до разрушения конструкции.

5) Запас прочности сооружений при конструировании. Обычно при разработке рабочей документации количество арматуры, или сечение элемента в случае металлоконструкций, принимается с некоторым запасом относительно требуемых при расчете на проектные нагрузки. Поэтому при проверке целостности при SMA данный запас, при его наличии, может быть учтен.

Указанные выше резервы прочности исключают возможность реализации мгновенного отказа (cliff-edge effect) строительных конструкций АЭС при нагрузках выше уровня МРЗ.

Запасы по основным сооружениям составляют примерно 1,1 раза при применении проектных критериев сейсмостойкости (учитывается только запас п.1) и $1,1 * 4,5 = 4,95$ раза при допущении больших неупругих деформаций (учитываются запасы п.1 и п.4). Остальные резервы для данной оценки не используются. Предельное значение ускорения при этом не должно превышать 0,62g.

3.2.1.4 Комплексная оценка безопасности АЭС при сейсмическом воздействии

Согласно методики оценки запасов безопасности, приведенной в [22], должен быть определен уровень землетрясения, приводящий к аварии с тяжелым повреждением ядерного топлива. Для этого должны быть оценены «...язвимые места и пороговые эффекты: оценка значения максимального горизонтального ускорения на поверхности грунта, выше которого потеря (отказ) основных функций безопасности или значительное повреждение ядерного топлива (в корпусе реактора и (или) в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива) неизбежны». В целях выполнения данного требования оценивался минимальный уровень сейсмической нагрузки, приводящий к отказу строительных конструкций, реакторной установки, а также оборудования и трубопроводов систем безопасности и систем, важных для безопасности.

Для строительных конструкций зданий и сооружений первой категории сейсмостойкости уровень сейсмического ускорения на грунте, при превышении которого может начаться необратимое разрушение, определен как 0,62g [31].

Для реакторной установки, включая оборудование бассейна выдержки, разработчиком был разработан специальный тематический отчет [32], в котором проведена оценка возможности адаптации проекта РУ В-491 для площадки Белорусской АЭС с интенсивностью землетрясения 8 баллов по шкале MSK-64. В отчете показано, что основное оборудование РУ – реактор, ПГ, ГЦНА, ГЦТ, КД и соединительный трубопровод обладают необходимыми запасами для восприятия нагрузок при МРЗ 8 баллов. Для САОЗ, трубопроводов впрыска и сброса системы компенсации давления, металлоконструкции верхнего блока реактора, бассейна выдержки отработавшего топлива условия прочности при МРЗ 8 баллов не обеспечиваются. Для этих элементов разработчиком реакторной установки приведены рекомендации по повышению сейсмостойкости, представленные в [32] и разделе 7.3.1.

Для оборудования и трубопроводов с учетом принятого запаса по прочности величина максимального допустимого ускорения составляет 0,13 g.

Таким образом, определяющим для оценки значения максимального горизонтального ускорения на поверхности грунта, приводящим «к отказу строительных конструкций, реакторной установки, а также оборудования и трубопроводов систем безопасности и систем, важных для безопасности» является отказ трубопроводов систем

безопасности. Величина сейсмического воздействия при этом не должна превышать 0,13g.

Описание состояния дорог внутри и вне площадки размещения АЭС при землетрясениях представлена в п. 5.2.1 настоящего доклада.

3.2.2 Уровень землетрясения, приводящего к потере герметичности ЗО

Назначение защитной оболочки – не допустить выхода радиоактивности во внешнюю среду в случае максимальной проектной аварии, ограничить выбросы в случае запроектных аварий, а также оградить оборудование и внутренние конструкции здания реактора от возможных внешних воздействий. Как строительная конструкция, внутренняя предварительно напряженная оболочка относится к I категории по ответственности за радиационную и ядерную безопасность по ПиН АЭ - 5.6 «Нормы строительного проектирования АС с реакторами различного типа» и к 1 категории по сейсмостойкости по НП-031-01, как механическая система – к локализующей системе безопасности второго класса по ТКП 170-2009 (02300) «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ АС)», классификационное обозначение 2Л.

Для достижения указанных выше целей оболочка выполняется двойной. Конструкция состоит из внутренней герметичной оболочки, выполняющей локализующие функции, и дополнительной внешней защитной оболочки.

Строительная часть внутренней защитной оболочки выполнена в виде предварительно напряженной железобетонной конструкции. Ее проект выполнен с учетом требований американских норм ACI Standard 359-13 «ASME BPVC – ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Part III «Rules for Construction of Nuclear Facility Components», Division 2 «Code for Concrete Containments», который является наиболее полным и проработанным в мировой практике документом в области проектирования защитных оболочек, а также с учетом требований российских норм ПНАЭ Г-10-007-89, Норм проектирования железобетонных сооружений локализующих систем безопасности атомных станций (НП-010-98), Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций (НП-031-01). При проектировании и монтаже внутренней оболочки основными приняты нормы ASME, как более жесткие по сочетаниям нагрузок и требованиям к приемочным критериям.

С точки зрения прочности, определяющей комбинацией нагрузок при проектировании оболочки, является сочетание аварийного избыточного давления с температурой при аварии. Величина избыточного давления 0,39 МПа, в соответствии с требованиями ACI Standard 359-13, принята с коэффициентом запаса 1,5. В проекте учитывается также сочетание МРЗ+ПА.

Инженерная оценка сейсмостойкости внутренней защитной оболочки проведена двумя способами с целью определения порогового значения воздействия. Первый способ – прямой прочностной расчет оболочки по линейно-спектральной теории сейсмостойкости при пошаговом повышении уровня ускорения (спектр отклика – проектный, в соответствии с НП-031-01). Второй способ – оценка на основании опыта проектирования и проверки прочности такого типа конструкций, выполнена по рекомендациям EPRI-NP-6041 «A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin»).

По прямому расчету оболочка, при сохранении проектных критериев прочности (работа конструкции в упругой стадии), выдерживает нагрузку 0,324g (в 2,7 раза выше нагрузки при МРЗ). Если допустить незначительные неупругие деформации (принять для защитной оболочки коэффициент снижения нагрузки R=1/K=1,6 как для конструкций I категории по сейсмостойкости по НП-031-01) пороговое значение составит 0,51g (в 4,3 раза выше нагрузки при МРЗ).

В соответствии с EPRI-NP-6041 пороговым значением ускорения без прямой проверки строительной конструкции априори может приниматься значение 0,6g. При

этом при оценке сейсмостойкости строительных конструкций использовались следующие запасы:

1) Сейсмический спектр отклика на площадке примерно на 10% ниже проектного. Для низких частот, которые характерны для собственных частот зданий, это справедливо.

2) Использованы коэффициенты, снижающие сейсмическую нагрузку за счет развития неупругих деформаций. СНиП II-7-81* для монолитных железобетонных конструкций приводит значение коэффициента учета неупругих деформаций K_1 , равный 0,22, коэффициент снижения сейсмической нагрузки $R=1/K_1=4,54$.

Таким образом, предельное сейсмическое ускорение составит $A_{max} = 0.12g * 1.1 * 4.54 = 0,6 g$

При этом задействованы не все резервы несущей способности конструкций, описанные в [31].

Принимая минимальное значение ускорения из двух рассмотренных выше способов, пороговое значение максимального ускорения на грунте для герметичной оболочки составляет 0,51g (спектр отклика НП-031-01, отмасштабированный на уровень ускорения нулевого периода 0,51g).

3.2.3 Землетрясение, превышающее ПЗ для АЭС, и последующее затопление площадки размещения АЭС

Площадка АЭС не подвержена затоплению в период прохождения половодий, паводков, заторов и зажоров, т.к. планировочная отметка площадки 179,3 м БС, т.е. более чем на 51 м выше уровня воды реки Вилия 0,01% обеспеченности в районе н.п. Михалишки.

Максимальные уровни воды, обусловленные волной прорыва вышерасположенной плотины Вилейского водохранилища, на основании расчетов, выполненных в 1972 г. ЦНИИКИВР и Институтом гидродинамики (Сибирское отделение Академии наук СССР, г. Новосибирск) [29], не будут превышать отметки уровней при 1% обеспеченности, так как волна прорыва от створа плотины до места предполагаемого водозабора в основном уположится. Это произойдет в связи со значительной удаленностью места размещения водозабора от створа плотины (140 км), а также наличием на участке от плотины до места размещения водозабора сооружений (дорог, мостов и др.), являющихся естественным препятствием для волны прорыва и аккумулирующим значительные объемы воды на расположенных выше территориях.

Информация о характеристиках землетрясения, при которых гарантированно произойдет разрушение плотины и водосброса отсутствует.

Прорыв плотины Вилейского водохранилища не представляет угрозы для АЭС и ее береговых водозаборных сооружений, так как:

- планировочная отметка площадки АЭС 179,3 м БС выше максимального расчетного горизонта верхнего бьефа Вилейского водохранилища (159,8 м БС) на 39,5 метров, т.е. площадка АЭС при любых сценариях не затопляема, безопасность АЭС обеспечена.

- расчеты максимальных уровней воды, обусловленных волной прорыва плотины Вилейского водохранилища, выполненные РУП «ЦНИИКИВР» и Институтом Гидродинамики РФ Новосибирска показывают, что волна прорыва при пробеге от плотины до створа водозабора уположится, расчетное время добегания волны до створа водозаборных сооружений составит 3,5 суток, при этом уровень воды реки Вилия в створе водозаборных сооружений не превысит отметки 123,52 м БС.

- планировочная отметка площадки водозаборных сооружений принята 130,3 м БС.

Временная потеря источника восполнения потерь воды в системе охлаждения турбинного оборудования при наложении природных событий редкой повторяемости

(максимальный уровень воды на реке Вилия, ветер, волнение на реке Вилия) и техногенного события «прорыв плотины Вилейского водохранилища» (вероятность менее 10^{-8} 1/год) на ядерную и радиационную безопасность АЭС не влияет и компенсируется организационно-техническими мероприятиями. Работа систем безопасности не зависит от системы охлаждения турбинного оборудования, отсутствие подпитки от реки Вилия не приводит к нарушению пределов безопасной эксплуатации АЭС. После прохождения природных событий, приводящих к временной потере источника восполнения потерь воды в системе охлаждения турбинного оборудования, необходимо провести осмотр и, при необходимости, ремонт комплекса водозаборных сооружений.

Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС к затоплению, указаны в разделе 4.2.2.

3.2.4 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения сейсмостойкости АЭС

Здания и сооружения Белорусской АЭС спроектированы с учетом указанных проектных воздействий в соответствии с действующей нормативной базой, поэтому радиационные последствия при ПЗ и МРЗ отсутствуют, дополнительные меры по усилению не требуются. Для сооружений I категории сейсмостойкости запас относительно принятого в проекте уровня МРЗ составляет не менее 4,9 раз (0,62 g). Внутренняя защитная оболочка сохраняет герметичность до сейсмических воздействий, превышающих МРЗ в 4,3 раза (0,51 g). Пороговых эффектов для зданий и сооружений при таких сейсмических воздействиях не возникает.

Здания и сооружения Белорусской АЭС имеют значительный запас прочности относительно проектного сейсмического воздействия и дополнительных мероприятий для повышения их сейсмостойкости не требуется.

Пороговое значение ускорений, указанное выше для сооружений I категории по сейсмостойкости, определено с достаточной степенью консервативности. При снятии консерватизма пороговый уровень может быть еще увеличен. Конструкции выполнены из монолитного армированного железобетона, что исключает хрупкий мгновенный отказ (cliff-edge effect) при повышении уровня сейсмического воздействия.

Предлагаются следующие организационно-технические мероприятия, направленные на смягчение последствий землетрясений, превышающих проектные значения:

- провести оценку разрабатываемой документации по действиям персонала в случаях развития аварийных ситуаций при сейсмическом воздействии выше проектного. При необходимости дополнить документацию по действиям персонала, предусматривающим меры для решения задач по диагностике состояния станции, восстановлению условий нормальной эксплуатации, восстановлению нарушенных функций безопасности и предотвращения или ограничения последствий повреждения активной зоны в Технологический регламент, Инструкцию по ликвидации аварий на реакторной установке (ИЛА), Руководство по управлению запроектными авариями (РУЗА), Руководство по управлению тяжелыми авариями (РУТА), а так же План мероприятий по защите персонала в случае аварии;
- завершить выполнение сейсмического ВАБ.

Предлагается провести переоценку запасов сейсмостойкости оборудования и трубопроводов I категории сейсмостойкости по результатам завершенного строительства и после ввода Белорусской АЭС в эксплуатацию с использованием методики SMA (Seismic Margin Assesment), описанной в EPRI-NP-6041 и NS-G-2.13.

4. ЗАТОПЛЕНИЕ

Гидрографическая сеть площадки размещения Белорусской АЭС принадлежит к бассейну Балтийского моря, реки Неман.

На реке Вилия построено Вилейское водохранилище, часть воды которого по Вилейско-Минской водной системе переправляется в р. Свислочь для водообеспечения г. Минск.

Основные притоки: правые – р. Сервечь (длина 75 км), р. Нарочь (длина 75 км), р. Страча (длина 59 км); левые – р. Двиноса (длина 54 км), р. Илия (длина 66 км), р. Уша (длина 75 км), р. Ошмянка (длина 105 км), схема основных притоков и водохранилищ р. Вилия представлен на рисунке 4.1.1.

В зоне наблюдения АЭС протекают 3 небольших левых притока Вилии: Гозовка – длиной 17 км и Полпе – длиной 9,3 км, р. Лоша (приток р. Ошмянка) – длиной 9 км.

4.1 Проектные основы

Реки района относятся к равнинному типу с преобладанием элементов снегового питания, что обуславливает общий характер годового хода уровенного режима – высокое половодье, низкая летне-осенняя межень, нарушающая почти ежегодно дождевыми паводками, и более повышенная за счет частных оттепелей и дождей зимняя межень.

Расчетные значения уровней воды за многолетний период, амплитуда колебания уровней за многолетний период, максимальные уровни воды весеннего половодья и дождевых паводков определены с использованием расчетных данных расходов воды применительно к поперечным сечениям реки Вилия для характерных створов участков «н.п. Михалишки – впадение р. Страча» и «н.п. Малые Свирянки - н.п. Мужилы».

Расчетные уровни воды, соответствующие среднегодовым расходам воды, наивысшие уровни половодий и дождевых паводков заданной обеспеченности, включая 0,01 %, с учетом ледовых заторов, ветровых нагонов и других опасных факторов; наименее высокие расчетные зимние и летние месячные и суточные уровни воды заданной обеспеченности, включая 97%, приведены в таблицах 4.1.1-4.1.2. Расчеты выполнил РУП «ЦНИИКИВР» [31]. Расчетные уровни воды уточнены по расчетным расходам воды по результатам математического моделирования водного режима с использованием всех поперечных сечений р. Вилия, измеренных РУП «ЦНИИКИВР» в 2008-2012 гг. и РУП «Белгипроводхоз» в 2012 г. [31]

Таблица 4.1.1 – Расчетные уровни воды, соответствующие среднегодовым расходам воды, м БС Р. Вилия – створ водозабора, расстояние от устья 262,58 км

Вероятность превышения	Уровень воды, м БС
Среднемноголетний	117,40
50 %	117,39
75 %	117,30
95 %	117,17
97 %	117,14

Таблица 4.1.2 – Расчетные уровни воды, соответствующие максимальным расходам воды весеннего половодья, м БС. р. Вилия – створ водозабора, расстояние от устья 262,58 км

Вероятность превышения	Уровень воды, м БС
0,01 %	127,80
0,1 %	125,70
1,0 %	123,52
3 %	122,60
5 %	122,06

10 %	121,54
25 %	120,44
50 % (близкий к руслоформирующему)	119,12
при максимальном наблюденном расходе воды (1958 г., 1,69 % обеспеченности)	123,49

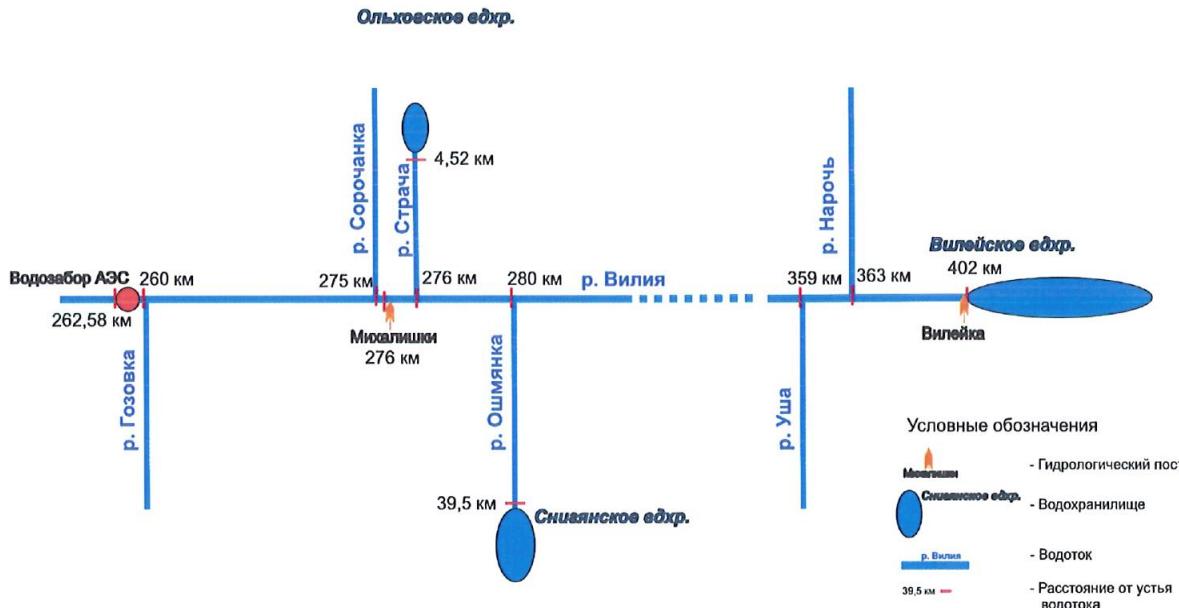


Рисунок 4.1.1 - схема основных притоков и водохранилищ р. Вилия.

4.1.1 Затопление, на устойчивость к которому спроектирована АЭС

На рисунке 4.1.1.1 представлены зоны затопления при максимальных уровнях воды весеннего половодья обеспеченностью 0,01%. Как видно из рисунка, затопления площадки не будет.

Максимальные уровни воды, обусловленные волной прорыва вышерасположенной плотины Вилейского водохранилища, на основании расчетов, выполненных в 1972 г. ЦНИИКИВР и Институтом гидродинамики (Сибирское отделение Академии наук СССР, г. Новосибирск) [31], не будут превышать отметки уровней при 1% обеспеченности, так как волна прорыва от створа плотины до места предполагаемого водозабора в основном уложится. Это произойдет в связи со значительной удаленностью места размещения водозабора (у н.п. Малые Свирянки) от створа плотины (150 км), а также наличием на участке от плотины до места размещения водозабора сооружений (дорог, мостов и др.), являющихся естественным препятствием для волны прорыва и аккумулирующим значительные объемы воды на расположенных выше территориях.

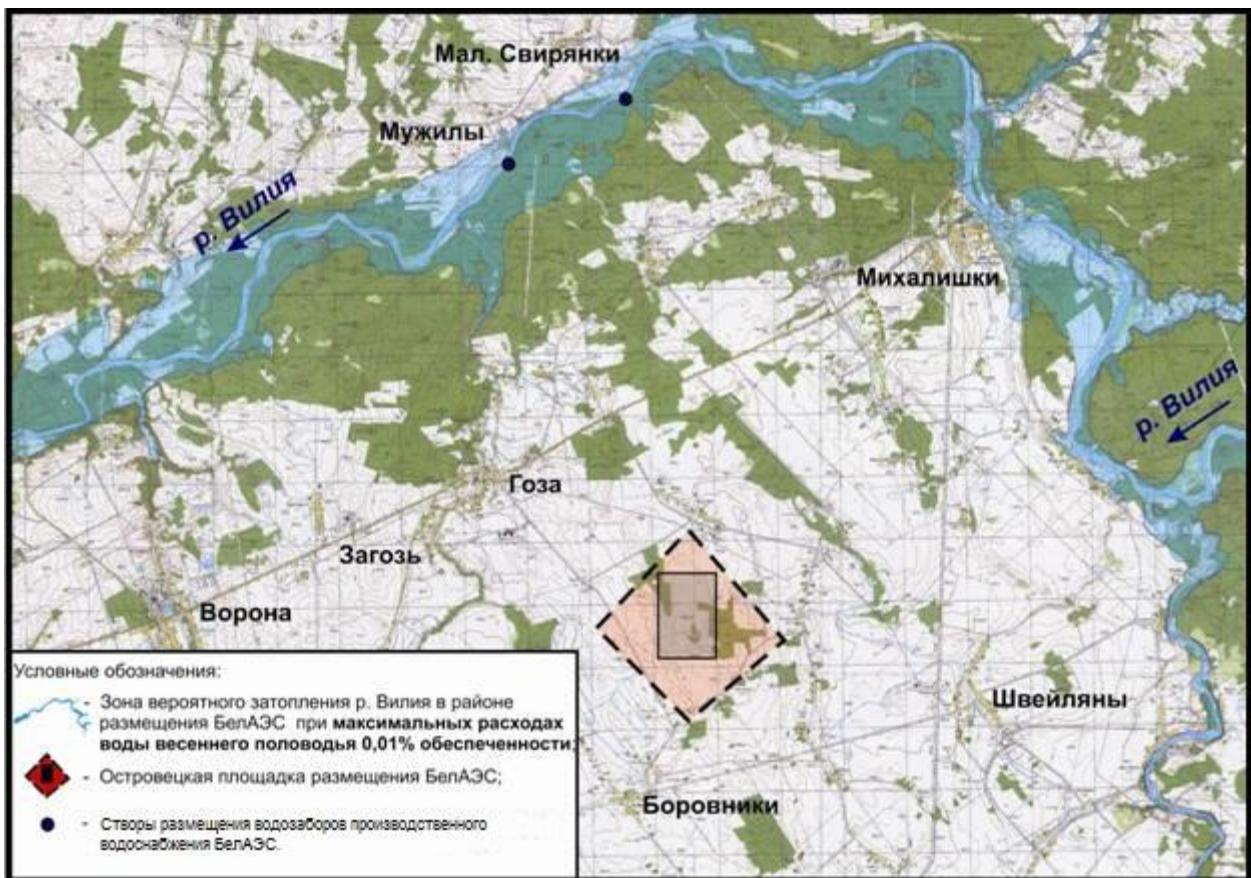


Рисунок 4.1.1.1 – Зоны вероятного затопления при максимальных расходах воды весеннего половодья 0,01 % обеспеченности

Расчетные уровни воды р. Вилия, соответствующие максимальным расходам воды летне-осенних дождевых паводков, 10% обеспеченности в створе водозабора составляют 118,30 м Балтийской системы высот (БС).

Определяющим гидрогеологические условия строительства и эксплуатации АЭС является первый от поверхности водоносный горизонт сожских конечно-моренных отложений. Его особенностью является напорно-безнапорный характер, появление напора в местах прогибания подошвы слоя конечно-моренных супесей, замкнутые контуры участков с безнапорным уровнем. Питание горизонта осуществляется за счет инфильтрации атмосферных осадков.

Горизонт дренируется мелкими речками, ручьями, мелиоративной системой, через них разгружается в реки Гозовка, Вилия, Ошмянка, Лоша, перетекает в нижележащие водоносные горизонты. Грунтовый поток направлен в сторону рек и их притоков.

Глубина установившегося уровня 17,2-22,1 м, абсолютные отметки 157,18-162,67 м. Наивысшие абсолютные отметки уровней отмечаются в северо-восточной части площадки, уклон зеркала - на юго-запад. Уклон потока 0,002-0,009. В местах, где подошва верхнего слоя моренных супесей понижается, воды обладают напором 0,7-10,7 м. Участки с безнапорным уровнем выделены преимущественно в южной части площадки.

Уровень реки Вилия 0,01% обеспеченности равен 127,80, что более чем на 30 м ниже установившегося уровня подземных вод, влияние на уровень подземных вод первого от поверхности водоносного горизонта не оказывается.

Колебания уровня за счет естественных факторов режима по данным наблюдений не превышают 0,6 м (в основном колебания ограничиваются диапазоном 0,13-0,26 м). Вне зависимости от представленных наблюдений, для защиты фундамента, а также для предотвращения возможности затопления грунтовыми водами подземных помещений зданий энергоблоков, эксплуатируемых подвалов общестанционных, административных и производственных зданий проектом предусмотрен пластовый дренаж. При этом,

приведенный ниже анализ позволяет сделать вывод, что грунтовые воды не достигают подошвы фундамента.

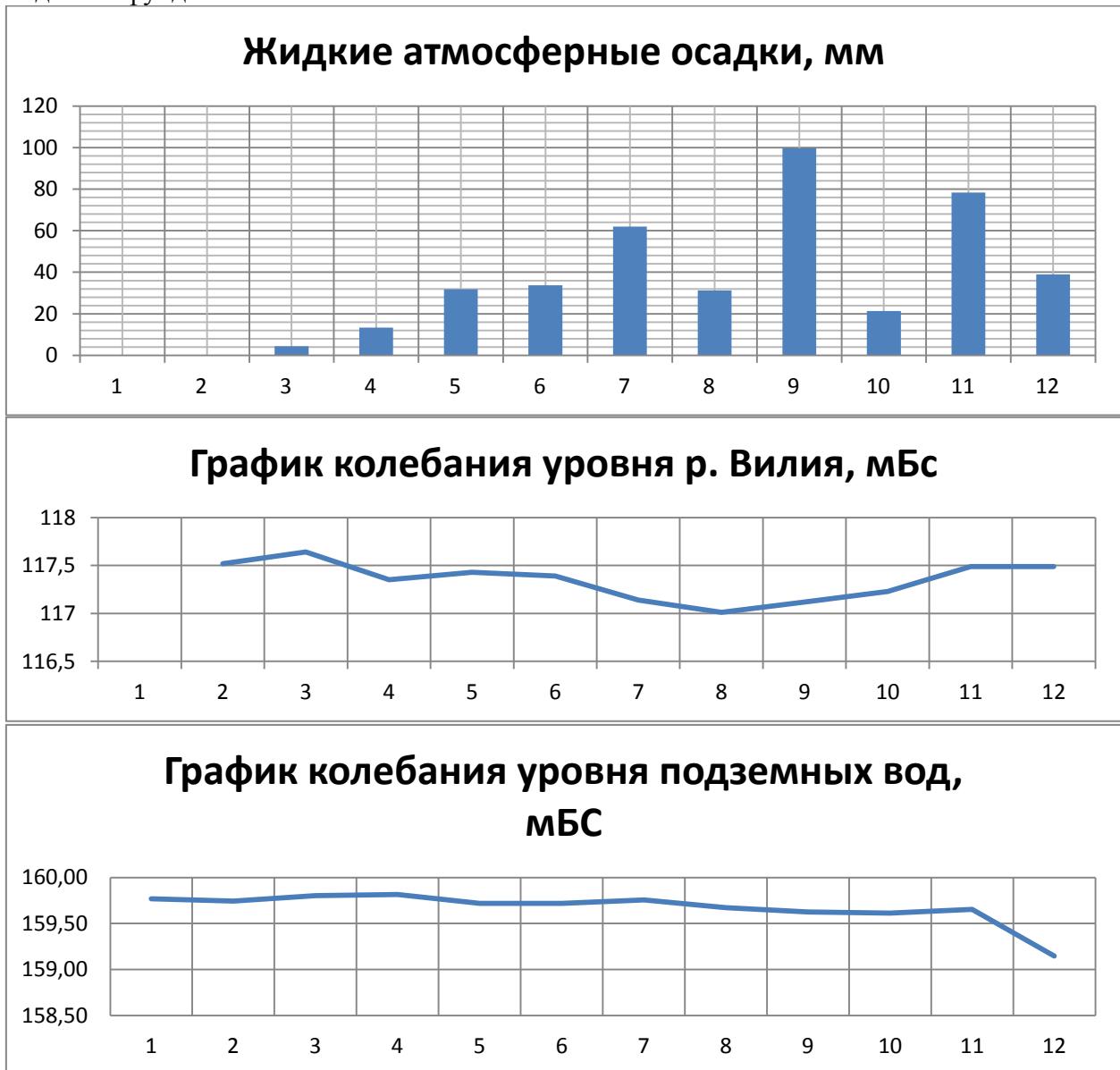


Рисунок 4.1.1.2 – Уровни атмосферных осадков, график колебания уровня р. Вилия и график колебания уровня подземных вод в течение года.

Для анализа взаимовлияния поверхностных и подземных вод на фоне жидких атмосферных осадков использованы наблюдения за полный календарный 2015 год.

Из совмещенного рисунка 4.1.1.2 видно, что временные графики изменения количества жидких атмосферных осадков, колебания уровня в р. Вилия и график колебания уровня подземных вод не коррелируют между собой. Кроме того, из графика колебания уровня подземных вод видно, что положения уровня подземных вод в течение года не превышают 0,6 м. Максимальный уровень фиксируется в апреле, а минимальный в декабре;

Анализ графика показывает, что уровень подземных вод на площадке никак не связан с уровнем воды в р. Вилия, также отсутствует зависимость от жидких атмосферных осадков, т.е. в полной мере соблюдаются естественные физические закономерности формирования подземного стока в условиях значительной удаленности площадки от естественных дрен, отсутствия на площадке мест сосредоточенного питания подземных вод (гидрогеологических окон) и вообще сколько-нибудь значимого питания за счет

инфилтрации.

Об этом же свидетельствует неизменность отметок уровня подземных вод в период строительства в условиях нарушенного поверхностного стока и наличия многолетних тупиковых водоотводных каналов, заполненных водой, что позволяет сделать вывод также и об отсутствии возможности подтопления при эксплуатации.

За период наблюдений с 2012г. явно выраженных аномалий в динамике подземных вод и температурном режиме не отмечено, тенденции к общему снижению или подъему уровня не наблюдается.

Максимальные уровни грунтовых вод в верхней части разреза конечно-моренных отложений, выше уровня основного водоносного горизонта, зафиксированы на глубинах 12,0-19,85 м (абс. отм. 159,69-167,88 м).

Проектные и строительные меры и средства по предотвращению воздействия затопления на АЭС приведены в разделе 4.1.2 национального доклада.

Оценка высоты затопления, которое может оказать существенное влияние на нормальное функционирование систем электропитания или перенос тепла к конечному поглотителю приведена в разделе 4.2 национального доклада.

Площадка размещения Белорусской АЭС не подвержена затоплению, т.к. планировочная отметка площадки 179,3 м БС, т.е. на 51,5 м выше уровня подъема воды 0,01% обеспеченности, при этом грунтовые воды и экстремальные осадки также не оказывают влияние на безопасность АЭС [31].

Как показано в разделе 4.2 национального доклада безопасность АЭС обеспечена при затоплении до уровня отм. 0.0. относительной, т.е. при превышении уровня воды на 51,5 м.

4.1.2 Меры и средства, направленные на защиту АЭС при проектном затоплении

Для предотвращения затопления (подтопления) основных зданий и сооружений проектом предусмотрены следующие системы:

- пластовый дренаж;
- нагорная канава;
- ливневая канализация.

Пластовый дренаж позволяет перехватить грунтовые воды, поступающие из нижерасположенной толщи грунта.

Нагорная канава предназначена для предотвращения затопления площадки в период эксплуатации АЭС паводковыми и ливневыми водами с целью обеспечения нормальной работы сооружений, относящихся к I - III категориям по безопасности в соответствии с «Нормами строительного проектирования АС с реакторами различного типа» (ПиН АЭ-5.6).

Нагорные канавы с западной и северо-западной сторон промплощадки Белорусской АЭС в соответствии с СП 58.13330.2012 «Гидротехнические сооружения. Основные положения. Актуализированная редакция СНиП 33-01-2003» рассчитаны на пропуск паводковых и ливневых расходов воды обеспеченностью 0,1% и проверены на пропуск расходов воды обеспеченностью 0,01%.

Проектными решениями по канавам (их сечение, минимальный продольный уклон 3‰, укрепление откосов и русла нагорных канав щебнем фракции 20-40 мм толщиной 0,20 м, уложенным на геотекстильное основание) обеспечивается пропуск расчетного расхода воды, при этом исключается возможность в период эксплуатации возникновения процесса заиливания и зарастания канав растительностью (засорение), приводящую к отказу работы данной системы водоотведения.

Для сбора и отведения дождевых вод с территории промплощадки БелАЭС, предусмотрена система ливневой канализации GU.

Самотечные наружные сети системы GU обеспечивают прием дождевых вод с кровель зданий и территории промплощадки, близких к ним по составу производственных стоков и отвод их в насосные станции UGU, которые расположены, соответственно, в районе общестанционных зданий и сооружений; в районе первого энергоблока и в районе второго энергоблока.

При нормальной эксплуатации АЭС насосные станции перекачивают вышеперечисленные стоки на очистные сооружения производственно-ливневых стоков и стоков, содержащих нефтепродукты UGV. Очистные сооружения обеспечивают непрерывный прием и обработку стоков и перекачку очищенных стоков в обратную систему технического водоснабжения.

Производительность очистных сооружений UGV выбрана с учетом прудо-отстойника (аккумулятора), рассчитанного на прием дождевых стоков при суточном максимуме осадков 24 мм (обеспеченностью 86%).

Очистные сооружения с резервуаром для временного накопления стока приняты для слоя осадка 10 мм, отводимого на очистку в соответствии с СП 32.13330.2012. При превышении слоя осадка более 10 мм данный сток будет накапливаться в системе дождевой канализации и постепенно перекачиваться на ОС с возможностью отвода незагрязненной её части по обводной линии в трубопроводы продувки градирен с последующим сбросом в р. Вилия.

Расчет системы ливневой канализации выполнен в соответствии со СНиП 2.04.03-85, с учетом периода однократного превышения расчетной интенсивности дождя Р=1,00.

Насосные станции 01UGU, 02UGU и 03UGU по надежности действия относятся к I категории по СНиП 2.04.03-85, как не допускающие перерыва или снижения подачи сточных вод.

Насосные станции UGU выполнены в виде подземных резервуаров из стали диаметром 2,0 м и глубиной до 9,0 м, с надземными шкафами управления, работают в автоматическом режиме по показаниям датчиков уровня. Показания выводятся на МПУ насосной станции. Отклонение наиболее важных параметров в проектных пределах оповещается и фиксируется аварийными средствами информации на ЦПУ. Электропитание шкафов управления обеспечивается от системы нормального электроснабжения.

Канализационная насосная станция 01UGU принята производительностью $280 \text{ м}^3/\text{ч}$, установлено два (один рабочий и один резервно-пиковый) погружных насоса.

Канализационная насосная станция 02UGU принята производительностью $190 \text{ м}^3/\text{ч}$, установлено два (один рабочий и один резервно-пиковый) погружных насоса.

Канализационная насосная станция 03UGU принята производительностью $180 \text{ м}^3/\text{ч}$, установлено два (один рабочий и один резервно-пиковый) погружных насоса.

От каждой насосной станции предусматривается отдельный напорный трубопровод до комплекса очистных сооружений 00UGV.

С целью исключения подтопления от наружной сети помещений внутри зданий на отметках ниже уровня земли для сбора и отвода промышленных стоков предусмотрены приемки с насосными установками. Из приемков стоки перекачиваются в наружные самотечные сети. Насосные установки работают в автоматическом режиме по показаниям датчиков уровня. Показания выводятся на БПУ.

Отклонение наиболее важных параметров в проектных пределах оповещается и фиксируется аварийными средствами информации на БПУ. Электропитание блоков управления обеспечивается от системы нормального электроснабжения

На выпуске бытовых стоков зоны свободного доступа и зоны контролируемого доступа (систем GQA, GQD) из зданий 10УКС и 20УКС, в которых борта санитарных приборов расположены ниже уровня люка ближайшего смотрового колодца, устанавливаются задвижки с электроприводом. В зданиях водоподготовки, резервной дизельной электростанции, паровой камеры, где санитарные приборы расположены на отметках -4.000...-8.000 м, для отвода бытовых стоков в наружную сеть используются sololift и liftway.

Система очистки ливневых стоков и системы канализации, предусмотренные на промплощадке БелАЭС, рассчитаны на работу при нормальных условиях эксплуатации.

При потере электропитания, система очистки ливневых стоков и системы канализации не работают.

Максимальный суточный объем дождевого стока, рассчитанного по пункту 7.2.2 СП 32.13.330.2012 равен 61804 м³.

При отключении электроэнергии и неработоспособности канализационной насосной станции и очистных сооружений из данного объема, часть – 6908 м³ будет находиться в трубопроводах и колодцах систем канализации. Оставшийся объем 54896 м³ будет распределен по всей площади АЭС и слой осадка составит 5,3 мм. С учетом рельефа на промплощадке АЭС данный сток частично впитается в почву и частично скопится вокруг дождеприемников на проезжей части. Также в виду того, что отмостка вокруг зданий составляет 150 мм, а сами здания имеют гидроизоляцию стен подземной части, данное подтопление влияния на размещаемое в зданиях оборудования не окажет.

4.1.3 Соответствие АЭС лицензионным требованиям

АЭС в части защиты от паводков и затоплений соответствует нормативным требованиям.

Соответствие АЭС лицензионным требованиям означает обязательное соблюдение требований в области использования атомной энергии, а также эксплуатационной документации и процедур ЭО, разработанных в этой связи.

С целью подтверждения соответствия сооружения Белорусской АЭС лицензионным требованиям проводятся инспекционные проверки со стороны:

Госатомнадзора в части соблюдения требований законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

иных республиканских органов государственного управления в отношении соблюдения требований в области строительной, промышленной, санитарной и пожарной безопасности;

генерального подрядчика в части соблюдения требований технической документации и проекта;

эксплуатирующей организацией в части соблюдения требований законодательства, программ обеспечения качества, а также проектной, технической и эксплуатационной документации.

Действия персонала, направленные на поддержание зданий и сооружений в работоспособном состоянии, приведены в эксплуатационной документации. Эксплуатационной документацией ЭО, в том числе, предусматривается регулярное плановое проведение технического обслуживания, ремонта и испытаний оборудования и мониторинга строительных конструкций. Программы технического обслуживания и ремонта затрагивают, в том числе, и мобильное оборудование, и расходные материалы, применяемые в аварийных эксплуатационных процедурах, с целью обеспечения его доступности и готовности к использованию.

По условиям размещения площадки Белорусской АЭС внешнее проектное затопление в проекте не учитывается. На основании этого, специальных действий персонала по обеспечению работоспособности систем, структур и компонентов АЭС,

которые необходимы для достижения и поддержания состояния безопасного останова РУ, не требуется.

Проверки, инициированные лицензиатом после аварии на АЭС «Фукусима», включают в себя проведение стресс-тестов Белорусской АЭС и инициирование миссии SEED МАГАТЭ по площадке размещения Белорусской АЭС.

4.2 Оценка запасов безопасности

4.2.1 Оценка запаса безопасности от затопления

Для возникновения исходного события - затопления площадки АЭС до относительной отм. 0.00 (абсолютная 179,3) должно быть повышение уровня воды с абсолютной отметки 127,8 (река Вилия), т.е. на 51,5 м.

Границы зон вероятного затопления при максимальных расходах воды весеннего половодья 0,01 % обеспеченности свидетельствуют о невозможности затопления подъездных путей к АЭС и основных дорог, что в свою очередь исключает помеху или задержку доступа персонала и доставки оборудования на площадку АЭС.

Описание состояния дорог внутри и вне площадки размещения АЭС при затоплениях представлена в п. 5.2.1.

При прохождении экстремальных осадков, даже с учетом отказа насосных станций UGU, уровень воды на площадке может подняться до 5,3 мм, что с учетом наличия отмостки вокруг зданий высотой 150 мм исключает возможность проектного затопления.

Затопление не является первопричиной отказа насосных станций UGU, что в свою очередь обеспечивает работоспособность систем для защиты от затопления. В случае реализации ряда последовательных отказов (в том числе обесточивания, что может привести к возможному отказу систем необходимых для защиты от затопления) в работе остаются системы необходимые для перевода станции в контролируемое состояние.

Насосная станция принадлежит к системе восполнения потерь воды турбинного оборудования и не влияет на безопасность АЭС. АЭС рассчитана на работу с обратной системой водоснабжения, таким образом у ЭО будет достаточно времени для остановки АЭС и перевода ее в безопасное состояние.

На рисунке 4.2.1 представлено схематичное расположение Белорусской АЭС относительно источника внешнего затопления.

Для оценки запасов безопасности независимо от того, что в проекте отсутствует угроза проектного затопления, в данном разделе консервативно принят детерминированный подход - рассмотрено затопление всех помещений АЭС, расположенных ниже отм. 0.00. Данное затопление оказывает воздействие на системы безопасности, играющие важную роль при отводе тепла от РУ и отработавшего ядерного топлива. Проведенный консервативный анализ [31] режима затопления систем и элементов СБ и СВБ расположенных ниже отметки 0.00 показал, что затопление приводит к потере следующих основных функций, влияющих на безопасность АЭС:

- отвода тепла от отработавшего ядерного топлива (системы FAK и JMN - не работоспособны);
- отвода тепла от первого контура (системы JNG, JNA, KAA, KAB - не работоспособны);
- поддержание запаса теплоносителя (система JND - не работоспособна);
- подпитка первого контура (система JND - не работоспособна).

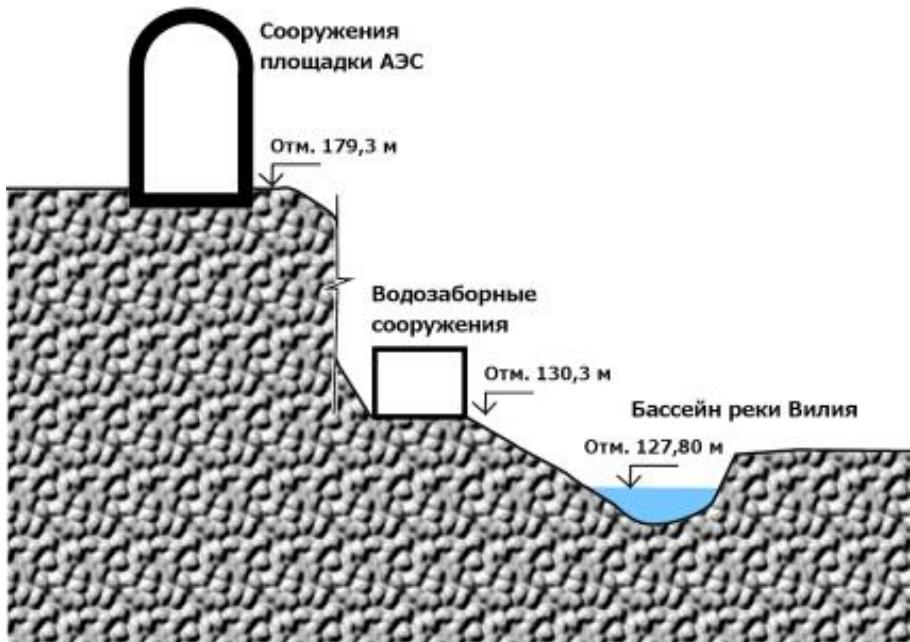


Рисунок 4.2.1 Схематичное расположение Белорусской АЭС относительно источника внешнего затопления.

При затоплении сохраняются следующие основные функции, влияющие на безопасность АЭС:

- управление реактивностью (системы АЗ, ПЗ, JDH - работоспособны);
- поддержание запаса теплоносителя (системы реактора, ГЦТ, КД - работоспособны);
- подпитка первого контура (система JDH – работоспособна);
- отвод тепла от второго контура (системы АВП, БРУ-А, СПОТ ПГ – работоспособны);
- обеспечение управления (шкафы СКУ СБ и СНЭ – работоспособны);
- обеспечение электроснабжения (системы нормального и аварийного электроснабжения работоспособны, за исключением аккумуляторных батарей и РУ 7-го канала электроснабжения);
- обеспечение жизнедеятельности (основные системы вентиляции и кондиционирования работоспособны);
- защита первого и второго контура от превышения давления (системы ИПУ КД и ИПУ ПГ – работоспособны).

При угрозе затопления РУ переводится в безопасное состояние и может поддерживаться в данном состоянии в течение следующего времени:

- в части БВ: отвод остаточных тепловыделений осуществляется за счет кипения воды (при отказе системы FAK вследствие затопления) в течение не менее 41 часа;
- в части РУ: отвод остаточных тепловыделений осуществляется БРУ-А или СПОТ ПГ не менее 72 часов.

Для обеспечения горячего резерва в течение 72 часов требуется 2201 м^3 химически обессоленной воды.

Учитывая суммарный полезный объем баков для обеспечения горячего резерва в течение 72 часов, в баках LCU02,03BB001 необходимо поддерживать неснижаемый запас в размере 50% в каждом баке.

Время, полученное по результатам выполненных расчетов (72 часа для РУ и 41 час для БВ) позволяют в полном объеме реализовать предложенные меры.

Таким образом, для рассмотренного исходного события, в течении 41 часа для БВ и 72 часов для РУ, никаких дополнительных технических и организационных мероприятий, направленных на поддержание безопасного состояния АЭС, не требуется.

В результате выполненного анализа внутренних затоплений установлено, что отказ оборудования в результате затопления не приводит к аварии с повреждением ядерного топлива.

Таким образом, проведенный анализ позволяет сделать вывод, что для предотвращения последствий от внутриплощадочных затоплений Белорусской АЭС дополнительных мероприятий, с целью повышения безопасности блока, не требуется.

4.2.2 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС к затоплению

Проектное затопление с подъемом воды до уровня площадки невозможно. Поэтому, никаких специальных мер в проекте по предотвращению затопления не требуется.

Постулируя затопление площадки АЭС как исходное событие, для увеличения времени нахождения АЭС в безопасном состоянии необходима реализация следующих мероприятий, направленных на повышение устойчивости АЭС к затоплению:

- в части отвода тепла от РУ по истечении 72 часов организовать подпитку баков LCU от площадочных (например, брызгальный бассейн URR, резервная ёмкость URX) и внеплощадочных (например, резервуары пожарной части) источников воды.

- в части отвода остаточных тепловыделений от бассейна выдержки:

- по истечении 41 часа (согласно результатов расчетов раздела 5.1.2) необходимо организовать подпитку БВ. Данное мероприятие может быть осуществлено путем подключения нештатных средств (пожарной машины марки с насосным агрегатом производительностью 40л/с и напором 100 м), к двум технологическим разъемам системы JNB50 расположенным с внешней стороны здания UJE (на отметках +0.690 и +0.730, при этом забор воды происходит от баков LCU, через насосную установку пожарной машины и далее, по трубопроводам системы JNB50, подается в бассейн выдержки) с установленными на них фланцами с заглушками;

- изменение технологической схемы системы JNB50 путем врезки байпаса обратного клапана на линии подпитки БАОТ. Данное решение позволит осуществлять подпитку бассейна выдержки от БАОТ по истечении 41 часа оперативным персоналом.

Для нештатных технических средств, используемых для подпитки БАОТ и БВ, вводятся следующие ограничения:

- минимальный расход 10 л/с;
- минимальный напор 90 м;
- максимальный напор 200 м.

5. ЭКСТРЕМАЛЬНЫЕ ПОГОДНЫЕ УСЛОВИЯ

5.1 Проектные основы

5.1.1 Опасные метеорологические явления

В рамках выполнения стресс-тестов были проанализированы следующие опасные метеорологические явления:

сильный ветер (мгновенная скорость > 25 м/с);

шквалы (кратковременное усиление скорости ветра до 21-35 м/с);
смерчи;
сильный дождь (количество осадков > 50 мм в течение 12 часов и менее);
крупный град (диаметр > 20 мм);
пыльные бури;
сильные метели (со скоростью ветра 15 м/с);
сильные снегопады (количество осадков > 20 мм за 12 часов и менее);
сильные туманы (видимость менее 100 м);
сильные гололедно-изморозевые отложения (диаметр отложений > 20 мм);
засуха;
экстремальные температуры: максимальная температура воздуха самой теплой пятидневки в период с 13.08 по 17.08.2010 г. по данным метеостанции Лынтупы составила 33,2 °C.

Также в ходе проведения стресс-тестов рассмотрены различные комбинации внешних воздействий.

Сильный ветер. Всего за рассматриваемый период 1961-2000 г.г. сильный ветер на территории Витебской и Гродненской областей отмечался в 25 годах из 33-35 хотя бы в одном из пунктов области, повторяемость лет с сильным ветром хотя бы в одном из пунктов области соответственно 69% и 71%. На территории Минской области такой ветер отмечался в 20 годах хотя бы в одном из пунктов области, повторяемость лет с сильным ветром хотя бы в одном из пунктов области 63%.

Шквалы в среднем регистрируются один раз в 5 лет, в основном в теплую половину лета. Скорость при этом превышает 10 м/с, но чаще всего 16-20 м/с. Наибольшую опасность представляются шквалы со скоростью ветра, превышающей 25 м/с, приводящие к разрушению строений, линий связи и электропередачи. В связи с небольшой площадью распространения шквалов, имеющиеся данные о них неполные. Разрушительные шквалы - редкое явление в одном пункте. В Лынтупах в январе 1993 г. отмечался максимальный порыв ветра 25 м/с, в Ошмянах в апреле 1967 г. был зарегистрирован максимальный порыв ветра 36 м/с.

В целом по республике за теплый период наблюдается около четырех дней с разрушительными шквалами, которые захватывают отдельные хозяйства 5 – 10 административных районов (Климат Беларуси, Минск, 1996).

Смерчи. Территория размещения АЭС относится к подзоне А-Л. Значения экстремальных воздействий для площадки Белорусской АЭС представлены в таблице 5.2.1.1.

Водяные смерчи. На территории Республики Беларусь в районе размещения Белорусской АЭС такого опасного явления, как водянной смерч за период 1961-2016 гг. не зарегистрировано. Подзона А-Л большей частью простирается по территории Беларуси и Литвы и охватывает незначительные участки территорий Латвии, Украины и России. Для периода 1988-2016 гг. ООО НПО «Гидротехпроект» был проведен сбор данных о прохождении смерчей в подзоне А-Л. Источники данных – Белгидромет (архивные данные).

Сильный дождь. Размеры площадей обильных осадков обычно невелики и лишь в отдельных случаях могут распространяться на значительные территории. В Минской и Гродненской областях в 16 годах из 34-35 регистрировался такой дождь хотя бы в одном из пунктов области. В Витебской области в 26 годах. Повторяемость лет с сильным дождем хотя бы в одном из пунктов области в Витебской области 74 %, в Минской 47 % и Гродненской 46 %.

Крупный град. В отдельном пункте - это редкое явление, в среднем наблюдается раз в 40-50 лет. На территории Витебской области крупный град с диаметром > 20 мм отмечался в 23 годах, Минской - 12 годах и Гродненской - в 11 годах из 35 хотя бы в одном из районов области. Максимальные размеры града могут достигать 8-10 см,

величины гусиного яйца. Такой величины град наблюдался в частности, 11 июля 1953 года в Браславском районе Витебской области.

Пыльные бури. В рассматриваемом регионе такого опасного явления, как пыльные бури не отмечалось.

Сильные метели. Сильные метели возникают при преобладающей скорости ветра в течение 12 часов и более при скорости ветра 15 м/с и более. При метелях образуются сильные снежные заносы на дорогах, происходит ухудшение видимости.

Такие метели в рассматриваемом районе наблюдаются редко. На территориях Минской и Гродненской областей хотя бы в одном из пунктов области они отмечались в 6 годах, на территории Витебской области - в 7 годах из 24.

Сильные снегопады. На территории Беларуси сильные снегопады могут отмечаться с ноября по март, но чаще всего они бывают в январе-феврале. Повторяемость сильных снегопадов на территории Минской области составляет 6 %, то есть они могут быть один раз в 17 лет, в Гродненской области повторяемость опасных снегопадов составляет 11 % (один раз в 9 лет), в Витебской области - 17 % (один раз в 6 лет).

Сильные туманы (видимость 50 м и менее с продолжительностью 6 часов и более). Классификация туманов по их происхождению для АЭС не имеет принципиального значения. Какого бы вида туман ни был по своему происхождению, его наличие не способствует рассеянию примесей в приземном слое атмосферного воздуха.

В отдельном пункте опасные туманы наблюдаются исключительно редко. А хотя бы в одном из пунктов области их повторяемость в Витебской и Минской областях 33 %, то есть в каком либо пункте области они могут наблюдаться один раз в 3 года, в Гродненской области повторяемость таких туманов 25 % (один раз в 4 года).

Сильные гололедно-изморозевые отложения ($D_{gl} \geq 20\text{мм}, D_{cm} \geq 35\text{мм}$). За 35 лет обобщения опасные гололедно-изморозевые отложения на территории Минской области отмечены в 2 годах, в Витебской в 3 годах и Гродненской в 8 годах. Их обеспеченность составляет 6,9 и 23 % соответственно.

Засуха. Станция рассчитана на работу с оборотной системой водоснабжения, таким образом продолжительная засуха не приводит к пороговым эффектам. По мере обмеления источника подпиточной воды у ЭО сохраняется возможность для перевода и поддержания АЭС в безопасном состояние (см. раздел 6.2 настоящего доклада).

Сочетания нагрузок и воздействий для зданий и сооружений приняты в соответствии с ПиН АЭ-5.6, СП 20.13330.2011 "Нагрузки и воздействия". Детальный анализ выполняется в объеме ВАБ-1.

Расчет конструкций выполняется с учетом неблагоприятных сочетаний нагрузок или соответствующих им усилий. Эти сочетания устанавливаются из анализа реальных вариантов одновременного действия различных нагрузок для рассматриваемой стадии работы конструкции.

В зависимости от учитываемого состава нагрузок рассматриваются:

- a) основные сочетания нагрузок, состоящие из постоянных, длительных и кратковременных нагрузок;
- b) особые сочетания нагрузок, состоящие из постоянных, длительных, кратковременных и одной из особых нагрузок.

5.1.2 Отборочный анализ возможных комбинаций исходных внешних воздействий

Сочетания различных внешних воздействий могут иметь значительно более высокое воздействие на безопасность станции, чем каждое воздействие, рассматриваемое

отдельно, а частота реализации сочетаний различных внешних воздействий может быть сравнима с частотами отдельных воздействий. Процесс идентификации внешних воздействий должен включать в себя идентификацию всех сочетаний различных внешних воздействий, которые могут иметь значение для риска

Основные принципы анализа внешних воздействий событий основаны на общих рекомендациях, приведенных в руководстве МАГАТЭ SSG-3:

должны быть определены возможные комбинации внешних воздействий на основе списка отдельных (одиночных) внешних воздействий;

весь список потенциальных внешних воздействий должен быть использован для выявления комбинаций внешних событий до какого бы то ни было скринингового анализа отдельных событий;

как правило, комбинированные воздействия включают только природные (например, сочетание сильного ветра и высокого уровня морской воды). Тем не менее, комбинации природных воздействий и рисков, вызванных деятельностью человека, также возможны, и не могут быть исключены априори (например, повышенный риск аварий судов во время тяжелых погодных условий);

воздействия, которые могут реализоваться в одних и тех же условиях и в одно и то же время (например, сильные ветры и снег осадки) должны быть рассмотрены на предмет возможных сочетаний;

одиночные внешние воздействия, которые могут вызвать другие опасности (например, сейсмически индуцированное внешнее наводнение, сопровождаемое разрушением плотины) должны быть рассмотрены на предмет возможных сочетаний;

должно быть пересмотрено влияние сочетаний различных внешних воздействий на функции безопасности, так как они могут повлиять на различные функции безопасности или на одну и ту же функцию, но в более тяжелой форме, чем одиночное воздействие.

В двухкилометровой зоне промплощадки АЭС возможные источники внешних пожаров и задымлений отсутствуют.

В таблице 5.1.2.1 представлен анализ возможных сочетаний внешних воздействий. Детальный анализ будет представлен в объеме ВАБ-1.

Информация по разработке полномасштабного ВАБ-1 (в том числе ВАБ-1 для внутренних ИС, ВАБ пожаров и затоплений, сейсмического ВАБ, ВАБ внешних воздействий) и ВАБ-2 приведена в разделе 2.4 национального доклада.

По результатам анализа последствий можно сделать вывод о том, что при различных сочетаниях экстремальных природных воздействий наихудшими возможными последствиями будут те, которые приводят к обесточиванию АЭС с одновременной потерей конечных поглотителей тепла. При данном сценарии перевод и поддержание АЭС в безопасном состоянии обеспечивается работой пассивных систем безопасности (САОЗ, СПОТ ПГ, СПОТ ЗО). Любое сочетание событий представленных в таблице 5.1.2.1 не оказывает влияния на работоспособность данных систем. Подробнее данный сценарий описан в разделе национального доклада «Потеря отвода тепла от первого контура в сочетании с полным обесточиванием АЭС».

Таблица 5.1.2.1- Анализ сочетаний внешних воздействий

Событие 1	Событие 2	Событие 3	Анализ влияния на безопасность
Молнии (в районе ЛЭП)	Прохождение смерча	-	Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям: - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; Осуществляется расхолаживание АЭС на системах

			безопасности от ДГ САЭ
Молнии (в районе ЛЭП)	Ветер > 54 м/с	-	<p>Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям:</p> <ul style="list-style-type: none"> - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; <p>Осуществляется расхолаживание АЭС на системах безопасности от ДГ САЭ</p>
Ветер > 54 м/с	Низкая температура воздуха менее -41,5оС	-	<p>Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям:</p> <ul style="list-style-type: none"> - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; - отказы оборудования брызгальных бассейнов из-за замерзания. <p>АЭС поддерживается в безопасном состоянии работой СПОТ ЗО и СПОТ ПГ</p>
Ветер > 54 м/с	Дождь > 101 мм в течение 24 ч	-	<p>Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям:</p> <ul style="list-style-type: none"> - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; - отказ дренажных систем из-за попадание воды в здания АЭС или в вентиляционные короба. <p>АЭС поддерживается в безопасном состоянии работой СПОТ ЗО и СПОТ ПГ</p>
Ветер > 54 м/с	Снегопад, толщина снежного покрова более 72 см	-	<p>Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям:</p> <ul style="list-style-type: none"> - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; - засорение снегом воздухозаборников станции (рассматривается воздействие на ДГ САЭ). <p>АЭС поддерживается в безопасном состоянии работой СПОТ ЗО и СПОТ ПГ</p>
Ветер > 54 м/с	Ледяная шуга в районе забора воды	Низкая температура воздуха менее -41,5оС	<p>Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям:</p> <ul style="list-style-type: none"> - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; - отказ системы нормального отвода тепла через 2 контур; - отказы оборудования брызгальных бассейнов из-за замерзания. <p>АЭС поддерживается в безопасном состоянии работой СПОТ ЗО и СПОТ ПГ</p>

Ветер > 54 м/с	Снегопад, толщина снежного покрова более 72 см	Ледяная шуга в районе забора воды	Предполагается, что эти события приводят к следующим последствиям: - частичная потеря высоковольтных ЛЭП, внешнее обесточивание, потеря электроснабжения собственных нужд; - отказ системы нормального отвода тепла через 2 контур; - засорение снегом воздухозаборников станции (рассматривается воздействие на ДГ САЭ) АЭС поддерживается в безопасном состоянии работой СПОТ ЗО и СПОТ ПГ
----------------	--	-----------------------------------	--

5.1.3 Устойчивость АЭС к экстремальным погодным воздействиям

Анализ природных воздействий, учтенных в проекте Белорусской АЭС, показывает, что станция устойчива к экстремальным погодным воздействиям.

Анализ сочетаний экстремальных погодных условий показывает, что при любых комбинациях возможных опасностей сохраняется возможность перевода и поддержания АЭС в безопасном состоянии.

«Стресс-тесты» не выявили дополнительных (не учтенных в Отчете по обоснованию безопасности блоков 1,2 Белорусской АЭС) внешних экстремальных воздействий и их комбинаций.

5.2 Оценка запасов безопасности

5.2.1 Оценка запасов безопасности от экстремальных погодных условий

Экстремальные природные воздействия на строительные конструкции и сооружения входят в особые сочетания нагрузок, при которых к строительным конструкциям в соответствии с действующими нормативами выдвигаются требования только по первому предельному состоянию (прочность, устойчивость). Поэтому после сильных ливней, снегопадов, ураганных ветров, землетрясений и других стихийных явлений должны проводиться в соответствии с нормативными требованиями и положениями внутренних документов ЭО внеочередные, общие или частичные, технические осмотры зданий и сооружений энергоблока.

Цели технического осмотра:

- накопление информации о состоянии среды в рабочей зоне производственных зданий и сооружений;
- своевременное выявление дефектов конструкций и принятие мер по их устранению.

При выполнении очередных и внеочередных общих технических осмотров комиссией должен производиться полный осмотр зданий и сооружений, включая различные виды отделки и защитные покрытия.

По всем замечаниям, выявленным при осмотрах зданий и сооружений (деформациях, повреждениях, нарушениях требований правил эксплуатации производственных зданий и сооружений), работниками отдела технической инспекции вносятся соответствующие записи в журналы технических осмотров строительных конструкций зданий и сооружений.

Обследование должно производиться по разработанной и утвержденной ЭО программе с использованием визуальных и инструментальных методов.

При необходимости проводится отбор образцов для механических испытаний материалов строительных конструкций или заменяющий его неразрушающий метод контроля.

Результаты обследования представляются в виде акта, заключения или технического отчета, где дается заключение о состоянии зданий и сооружений и технической возможности их дальнейшей эксплуатации с рекомендациями и техническими решениями по восстановлению конструкций, имеющих дефекты.

Для проекта Белорусской АЭС определяющими в смысле прочности конструкций I категории по безопасности по ПиНАЭ-5.6 являются сейсмическое воздействие и удар самолета, интенсивность воздействия которых в несколько раз выше, в сравнении с экстремальных воздействий типа ураганного ветра, смерча, снеговой нагрузки и т.п. Поэтому имеются значительные запасы безопасности относительно влияния экстремальных воздействий, характерных для площадки.

Планом защитных мероприятий при радиационной аварии на Республиканском унитарном предприятии «Белорусская атомная электростанция» (внешний аварийный план) предусмотрено привлечение автодорожной службы для планирования и организации дорожного обеспечения, а также для проведения ремонтно-восстановительных работ на маршрутах, в случае их повреждений.

В районе размещения Белорусской АЭС присутствует развитая система транспортных сетей, что обуславливает большое количество возможных подъездных путей к площадке АЭС. Существующая сеть автомобильных дорог обеспечивает выход на АЭС с трех противоположных направлений:

со стороны Полоцка по автодороге Р-45;

со стороны Ошмян по автодороге Р-52 «Гоза (от Р-45) – АЭС – Островец – Ошмяны»;

со стороны Вильнюса (Республика Литва) по автодороге Р-45.

Кроме того, от железнодорожной станции «Ошмяны» до площадки АЭС имеется железнодорожный путь для транспортировки грузов и людей. Железнодорожный въезд предусмотрен со стороны производственной базы. Также для обеспечения транспортных операций по отгрузке отработавшего и завозу свежего топлива в восточной части промплощадки предусмотрена железнодорожная станция «АЭС» в составе двух путей, которая также может быть задействована для доступа персонала, материального и технического обеспечения.

С территории промплощадки предусматривается два автомобильных выезда на автодороги общего пользования для доступа персонала, материального и технического обеспечения.

Сеть внутриплощадочных дорог обеспечивает подъезд автотранспорта к зданиям и сооружениям промплощадки. Для организации беспрепятственного и свободного перемещения транспорта и персонала внутриплощадочные автодороги закольцованы.

Согласно оценками, выполненных при разработке «Плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на Белорусской АЭС» из общего набора экстремальных явлений, процессов и событий природного и техногенного характера, на сохранность подъездных путей могут повлиять: МРЗ, смерчи и воздушная ударная волна (ВУВ). При сейсмических воздействиях уровня МРЗ 7 баллов ожидается лишь частичное повреждение транспортных коммуникаций с сохранением их функций. При сейсмических воздействиях свыше МРЗ существует вероятность повреждения инженерных сооружений на подъездных путях. При этом, в зависимости от степени повреждения транспортных для доступа персонала, материального и технического обеспечения для доступа персонала, материального и технического обеспечения коммуникаций предусмотрено их восстановление силами вышеуказанных автодорожных служб. В случае отсутствия возможности восстановления инженерных сооружений предусмотрена организация доступа персонала и обеспечения через преграды альтернативными вариантами.

При природных экстремальных воздействиях (смерчи) как проектного, так и свыше проектного уровня, не ожидается повреждения как инженерных сооружений на подъездных путях, так и самих путей. При этом, в данных условиях прогнозируются завалы на дорогах в результате разрушения близлежащих построек, падения деревьев и т.п. В этом случае также предусмотрены инженерные мероприятия по очистке транспортных коммуникаций от завалов.

Остальные процессы и события, равные или выше проектного уровня не приведут к повреждению путей.

Влияние на проект систем

В проекте Белорусской АЭС к системам и элементам предъявляются требования к их работоспособности при различных вариантах сочетаний нагрузок в зависимости от необходимости выполнения этими системами и элементами функций безопасности и от степени их ответственности для обеспечения безопасности при внешних воздействиях.

Учитывая, что при возникновении различных природных и техногенных воздействий на системы и элементы, располагаемые внутри зданий АЭС, действуют различные по величине нагрузки, передаваемые через строительные конструкции, эти нагрузки сопоставлены между собой, максимальные значения определены и зафиксированы в документации проекта Белорусской АЭС.

Так, например, в трубопроводных системах для определения максимальных нагрузок на элементы систем были проведены сравнения значений спектров откликов для различных воздействий (МРЗ, падение самолета, ударная волна и т.п.). Результатом сравнения стало определение максимальных значений нагрузок (илигибающего спектра отклика) и внедрение понятия «Внешние Динамические Воздействия» для трубопроводных систем. Данное понятие успешно используется при рассмотрении «Исходных Технических Требований» на трубопроводы и оборудование АЭС, разработанных в составе Технического проекта Белорусской АЭС. Примеры выполнения сравнений для МРЗ, взрывной ударной волны и падения самолета для зданий UKD (отм.+23.400) и UJA (отм.+25.400) приведены на рисунках 5.2.1.1 и 5.2.1.2 соответственно.

Нагрузки, действующие на оборудование со стороны трубопроводных систем в результате ВДВ, были заданы в соответствии с НП-068-05 по максимальной несущей способности трубопроводов. Таким образом, нагрузки, превышающие по значению максимальную несущую способность самих трубопроводов, исключены из рассмотрения по причине отсутствия возможности функционирования трубопроводной системы в целом. При таком подходе если обеспечивается условие прочности трубопроводной системы, то автоматически обеспечивается условие прочности патрубков оборудования.

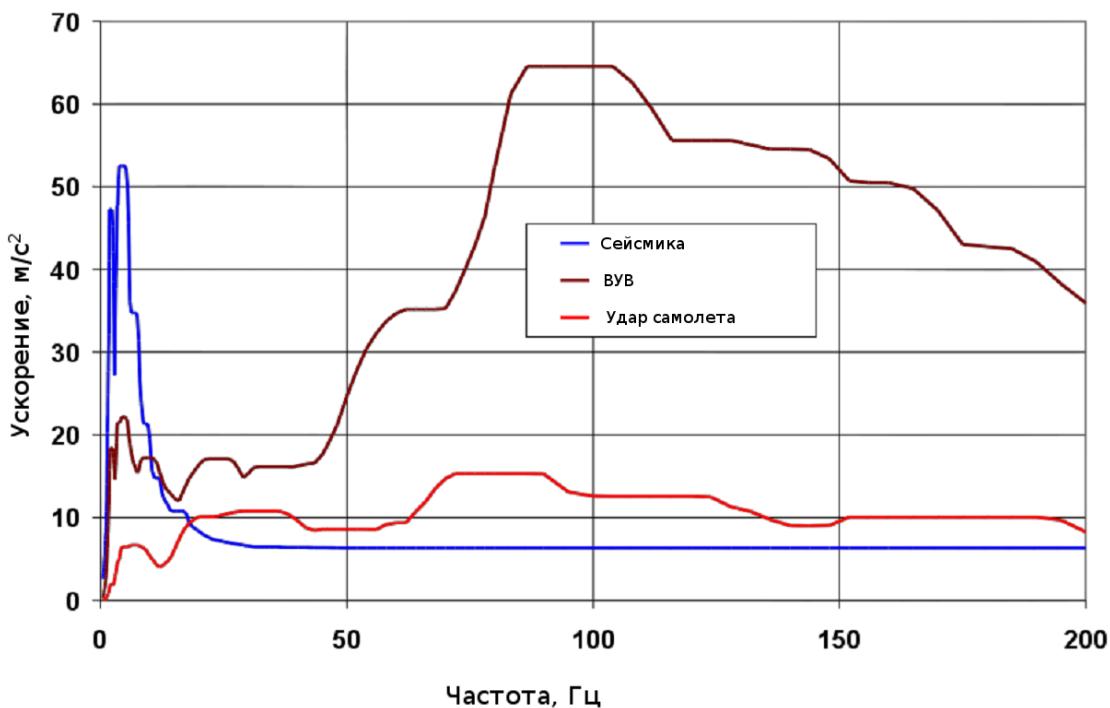


Рисунок 5.2.1.1 Спектры отклика для здания UKD, отм. +23,400 (пример)

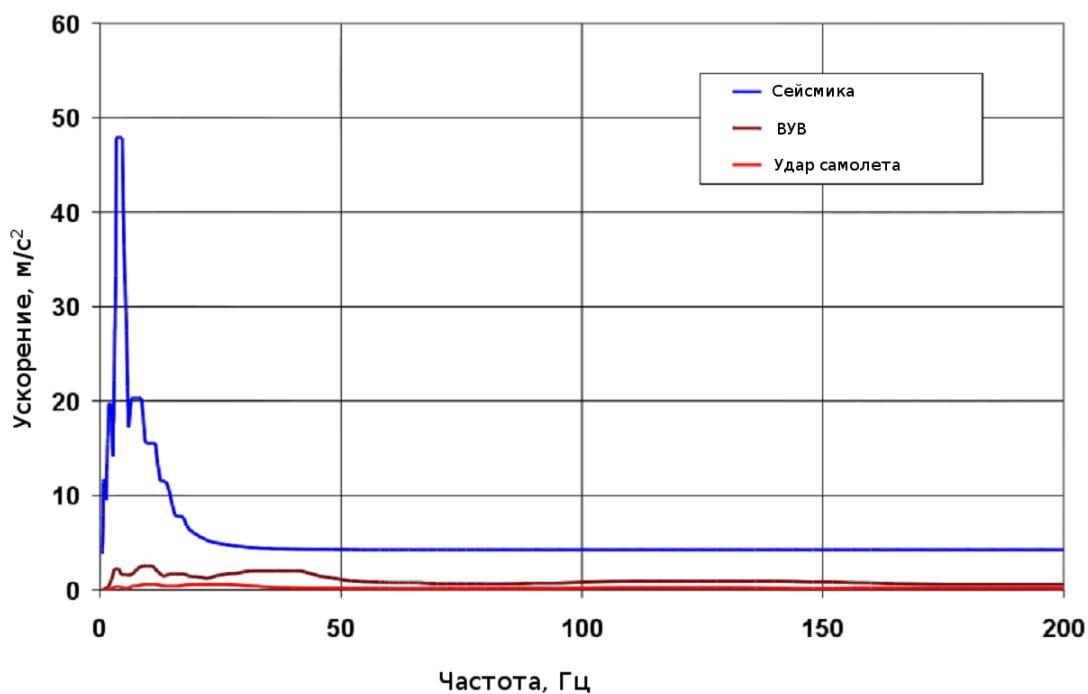


Рисунок 5.2.1.2 Спектры отклика для здания UJA, отм. +25,400 (пример)

После определения максимальных значений нагрузок на оборудование со стороны трубопроводных систем были сформулированы и отражены в ИТТ следующие требования:

1. Оборудование, отнесенное к категории сейсмостойкости I и II, должно сохранять работоспособность при следующих условиях:

- нормальная эксплуатация (НЭ);
- нарушения нормальной эксплуатации (ННЭ);
- нормальная эксплуатация с сейсмическими воздействиями до ПЗ включительно (НЭ + ПЗ);

- нарушение нормальной эксплуатации с сейсмическими воздействиями до ПЗ включительно (ННЭ + ПЗ).

2. Оборудование, отнесенное к категории сейсмостойкости I должно сохранять способность выполнять функции, связанные с обеспечением безопасности, при следующих условиях:

- проектные аварии (ПА);
- нормальная эксплуатация с сочетанием внешних динамических воздействиях (НЭ+ВДВ);
- нарушение нормальной эксплуатации с сочетанием внешних динамических воздействиях (ННЭ+ВДВ);
- нормальная эксплуатация с сочетанием проектной аварии и сейсмических воздействий силой до ПЗ включительно (НЭ+ПА+ПЗ).

В проекте систем вентиляции заложен запас 20% относительно нормативных значений минимальной и максимальной температуры окружающей среды. При этом в случае превышения этих значений системы вентиляции могут быть переключены в режим рециркуляции, что минимизирует влияние внешних температур.

Для систем СПОТ ЗО и СПОТ ПГ проводился анализ воздействия экстремально низких температур наружного воздуха на их работоспособность. Выполненный расчет показал функционирование систем пассивного отвода тепла ЗО и ПГ при экстремально низких, вплоть до -61 °С в течении более 20 суток. Расчетная температура воздуха в помещениях размещения БАОТ и трубопроводов оставалась положительной за весь расчетный период. Максимальное значение понижения температуры воды в БАОТ составило 0,9°С.

Функциональность системы РЕ (брызгальных бассейнов) при особых воздействиях, в том числе – при прохождении смерча, описывается в разделе 6.2 настоящего доклада.

Подводящие и отводящие трубопроводы системы охлаждающей воды системы охлаждающей воды ответственных потребителей РЕ проложены в подземных проходных трубопроводных тоннелях систем безопасности UQZ, URZ, что исключает их промерзание.

Анализ возможности затопления при экстремальных ливневых осадках описан в разделе 4.1.2 настоящего доклада.

Таким образом, системы и элементы, необходимые и достаточные для обеспечения безопасности, находятся в работоспособном состоянии во всем диапазоне нагрузок от рассматриваемых внешних воздействий. Остальные системы и компоненты гарантировано сохраняют работоспособность при нагрузках в зависимости от выбранной категории сейсмостойкости.

Анализ пороговых значений

Сравнение проектных нагрузок с нагрузками, характерными для площадки

Определенные для площадки максимальные значения экстремальных климатических условий значительно ниже тех, что использованы при проектировании. Значения природных нагрузок определены с периодом повторяемости 1 раз в 10 000 лет согласно ПиН АЭ - 5.6. Нагрузки и их численные значения, заложенные в проект, подробно рассмотрены в ООБ.

Сравнение экстремальных природных воздействий, использованных при проектировании, и воздействий, определенных для площадки Белорусской АЭС, приведено ниже в таблице 5.2.1.1.

Таблица 5.2.1.1 Значения экстремальных воздействий для базового проекта и для площадки Белорусской АЭС.

Экстремальное повторяемостью	воздействие	Значение, заложенное в проект Белорусской АЭС	Значения экстремальных природных воздействий с периодом повторяемости 1 раз в 10000 лет, характерные для площадки Белорусской АЭС
Минимальная температура		-61 °C	-50 °C
Максимальная температура		+52 °C	+37,4 °C
Экстремальная снеговая нагрузка		4,3 кПа	3 кПа
Экстремальная скорость ветра		61 м/с	54 м/с
Смерч		Класс F3,6	Класс F2,5
- максимальная скорость вращения ветра в вихре		$V_m=95$ м/с	$V_m=70$ м/с
- максимальное разрежение в центре смерча		$\Delta P_{max} = 11,1$ кПа	$\Delta P_{max} = 5,55$ кПа
- максимальное ветровое давление		$P_{max} = 8,7$ кПа	$P_{max} = 3,2$ кПа
- летящие предметы		Учитываются	Летящих предметов нет

Пороговые значения

Все сооружения и конструкции I категории по радиационной и ядерной безопасности спроектированы с учетом нагрузок от действия ВУВ и удара самолета. Нагрузки и их численные значения, заложенные в проект, подробно рассмотрены в ООБ и в расчете [31].

При действии ВУВ приведенные нагрузки на строительные конструкции составляют: 87 кПа – на фронтальную поверхность, 36 кПа – на кровлю.

Приведенная нагрузка от удара самолета в пятне удара составляет 1300 кПа.

Если сравнивать значения, приведенные в таблице с нагрузками от воздушной ударной волны и ударом самолета, видно, что запасы, как по снеговой нагрузке, так и по давлению ветра составляют около 8 раз по сравнению с нагрузками от ВУВ и более 400 раз по сравнению с нагрузкой от удара самолета.

Экстремальная температурная нагрузка с точки зрения прочности ограждающих конструкций сооружений не представляет опасности, так как не является силовой и самокомпенсируется за счет снижения жесткости конструкций при повышенном трещинообразовании.

Таким образом, пороговые значения для рассмотренных выше природных нагрузок не достижимы.

Природные воздействия в виде осадков учитываются при проектировании следующих систем вентиляции:

В здании реактора

- Аварийная система охлаждения помещений между оболочками в здании реактора;

- Система охлаждения помещений баков СПОТ 1,2,3,4 каналов;

- Система локализации протечек из защитной оболочки здания реактора и здания безопасности;

В здании безопасности

- Рециркуляционная система охлаждения технологических помещений 1,2,3,4 каналов в здании безопасности;
- система электроотопления помещений зоны контролируемого доступа здания безопасности;

В здании управления

- Приточно - вытяжная система вентиляции помещений 1,2,3,4 каналов в здании управления и соответствующая ей система холодоснабжения;
- Система кондиционирования воздуха помещений комплекса БПУ и соответствующая ей система холодоснабжения;
- Система кондиционирования воздуха помещения РПУ и соответствующая ей система холодоснабжения;
- Система обеспечения жизнедеятельности персонала в помещении БПУ;
- Система обеспечения жизнедеятельности персонала в помещении РПУ;

В здании РДЭС

- Приточная и вытяжные системы вентиляции помещений 1,2,3,4 каналов здания РДЭС система холодоснабжения приточной системы;
- Приточная и вытяжная системы вентиляции помещений дизельных 1,2,3,4 каналов здания РДЭС;

В здании насосной ответственных потребителей

- Рециркуляционная система охлаждения, приточная и вытяжная системы вентиляции операционного зала операционного зала 1,2,3,4 каналов здания насосной ответственных потребителей;
- система электроотопления насосной станции ответственных потребителей;

В камере переключений

- Вытяжная система вентиляции помещений камер переключений;
- система электроотопления камер переключений;

В паровой камере

- Приточная и вытяжная системы вентиляции помещений 1,2,3,4 каналов здания паровой камеры и система холодоснабжения приточной системы.

Для защиты от осадков воздухозаборов приточных систем в наружных стенах установлены неподвижные жалюзийные решетки.

Для систем вентиляции с учетом запаса по температуре и возможности использования режима рециркуляции пороговые эффекты не возникают.

Информация о запасах безопасности, связанных с экстремальными осадками представлена в разделе 4.1.2 национального доклада.

5.2.2 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС к экстремальным погодным условиям

Экстремальные погодные условия не оказывают влияния на безопасность АЭС и перекрываются другими воздействиями со значительным запасом.

Информация по обеспечению сохранности и работоспособности сооружений, предназначенных для размещения электрооборудования, от возможных природных и техногенных воздействий в районе расположения АЭС приведена в п.6.1.1.

Следует отметить, что невозможно спрогнозировать надежное снабжение дизельным топливом на поздней стадии аварии по трубопроводам, проложенным от хранилища масел на АЭС до здания Блочной дизельной электростанции (замерзание дизельного топлива, повреждение из-за ветра экстремальной силы). Повторное заполнение дизельным топливом должно быть обеспечено подвозом в цистернах. Сохранение своих функций подъездными путями под воздействием экстремальных погодных условий описано в п. 5.2.1.

Информация о дополнительной защите персонала от воздействия экстремальных условий учитывается в «Плане мероприятий по защите персонала в случае аварии на Белорусской АЭС», BLR1.E.534.&.&&&&.&&&&.000.YN.0001.

6. ПОТЕРЯ ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ И ПОТЕРЯ КОНЕЧНОГО ПОГЛОТИТЕЛЯ ТЕПЛА

6.1 Потеря электроснабжения

6.1.1 Потеря внешнего электроснабжения

Потеря внешнего электроснабжения является для Белорусской АЭС проектным режимом и проанализирована в ООБ Белорусской АЭС. В проекте предусмотрены следующие резервные источники питания переменного тока, находящиеся в постоянной готовности к запуску для каждого блока АЭС:

- аварийно-резервный трансформатор мощностью 16 МВА, I категории сейсмостойкости, напряжением 110/10 кВ, питанный от п/ст «Вилия» кабельной линией, проложенной в земле. Мощность данного трансформатора выбрана из расчета обеспечить питание одного канала САЭ каждого блока (воды от подстанции 110/10 кВ предусмотрены на все секции 10 кВ СНЭ энергоблока. При принятии оперативным персоналом решения использовать дополнительный источник 110/10 кВ для питания ответственных потребителей блока схема собирается вручную. Выбор секции 10 кВ (в том числе САЭ) - в соответствии с инструкцией по ликвидации аварийной ситуации на АЭС);
- блочный дизель-генератор, мощность 6300 кВт;
- 4 дизель-генератора САЭ, мощность каждого 6300 кВт.

При расчете и выборе оборудования учитываются как внешние климатические условия площадки, так и внешние условия, связанные с деятельностью человека. Конструкции зданий и сооружений рассчитываются с учетом природных и техногенных воздействий таких как сейсмичность, воздействие смерча, сугробовые нагрузки, гололедные нагрузки, ветровые нагрузки, температура наружного воздуха, влажность, воздушная ударная волна, падение самолета. Учет осуществлен посредством соответствующих проектных решений по сооружениям и оборудованию, принимавшихся на основе расчетных данных. Вышеуказанные природные воздействия на основании расчетов показателей надежности оборудования не приводят к авариям.

Оборудование главной схемы выдачи мощности предусмотрена возможность отсечения электрооборудования блока 1 и блока 2 - выключателями блока 330 кВ, этим достигается независимость схемы электроснабжения работы одного блока от другого блока.

Проектные меры управления авариями независимы от работы другого блока. Данные меры являются достаточными и устойчивыми к воздействию на них землетрясений и затоплений.

Анализ аварии с потерей внешнего электроснабжения для эксплуатационных состояний РУ энергоблока: «работа на мощности» и «холодное» приведен в [31] и показывает, что обеспечена стабилизация параметров и отвод остаточного тепловыделения до восстановления нормального электроснабжения собственных нужд энергоблока. Блок может находиться в безопасном состоянии до 7 суток с работой активных систем безопасности. Пределы безопасности блока в данном режиме не нарушаются.

Работа блока при питании от ДГ гарантируется в течение 72 часов, что обусловлено следующими особенностями:

- каждый ДГ имеет собственные автономные вспомогательные системы;

- для каждого ДГ предусмотрены баки с запасом дизельного топлива, обеспечивающие работу ДГ САЭ в продолжение 53 часов на номинальной мощности (емкость бака запаса – 100 м³, емкость расходного бака – 8 м³), ДГ СНЭ НЭ в продолжение 29 часов на номинальной мощности (емкость бака запаса - 50 м³, емкость расходного бака - 8 м³);

- сигнализация о состоянии уровня в расходном баке и баке запаса выведена на панели управления;

- масляная система рассчитана для работы в автономном режиме в течение не менее 240 часов.

- на площадке предусмотрено хранение дополнительного количества дизельного топлива на центральном складе дизельного топлива (00UEJ) объемом 1160 м³, (290 м³ для ДГ одного канала САЭ каждого энергоблока), что обеспечивает дополнительный запас на 7 суток для ДГ одного канала САЭ одного энергоблока, (этот расчет сделан при расходе 204 г/кВт·ч для одного ДГ).

Предусматривается пополнение баков с запасом топлива из автоцистерн и по трубопроводам из склада запаса дизельного топлива в расходные баки с обеспечением количественного и качественного приема топлива. В режиме полного обесточивания АЭС, если в течение двух суток (48 часов) не удается восстановить электроснабжение потребителей собственных нужд АЭС с выводом ДГ в резерв, предусматривается пополнение дизельным топливом требуемого качества основного и промежуточного складов из региональных пунктов обеспечения нефтепродуктами автомобильным транспортом.

6.1.2 Потеря внешнего электроснабжения и штатных резервных источников питания переменного тока

Исходным событием рассмотренной запроектной аварии является отказ всех источников электроснабжения переменного тока (полное обесточивание станции), включая ДГ САЭ, блочный дизель-генератор и аварийный резервный трансформатор, запитанный от п/ст «Вилия».

Сооружения, предназначенные для размещения электрооборудования, отвечают требованиям по обеспечению их сохранности и работоспособности в соответствии с их классификацией, обеспечивают их защиту от возможных природных и техногенных воздействий в районе расположения АЭС. Технические средства устойчивы к воздействию на них землетрясений и затоплений.

При расчете и выборе оборудования учитываются как внешние климатические условия площадки, так и внешние условия, связанные с деятельностью человека. Конструкции зданий и сооружений рассчитываются с учетом природных и техногенных воздействий, таких как сейсмичность, воздействие смерча, сугробовые нагрузки, гололедные нагрузки, ветровые нагрузки, температура наружного воздуха, влажность, воздушная ударная волна, падение самолета. Учет осуществлен посредством соответствующих проектных решений по сооружениям и оборудованию, принимавшихся на основе расчетных данных.

При потере электроснабжения систем нормальной эксплуатации и систем безопасности (отказ всех ДГ) прекращается работа систем нормальной эксплуатации, обеспечивающих отвод остаточного тепла реактора к конечному поглотителю и охлаждение БВ ОЯТ. Одновременно происходит отказ активных систем безопасности.

Состояние энергоблока на начальной стадии аварии характеризуется:

1. полным отсутствием электроснабжения переменным током (вне и внутристанционного);

2. наличием электроснабжения от источников бесперебойного питания системы аварийного электроснабжения для части арматуры (локализующая арматура

герметичного ограждения, БРУ-А, БЗОК) и СКУ. Питание от источников бесперебойного питания рассчитано на 2 часа без подзарядки аккумуляторных батарей;

3. подкритическим состоянием реактора;
4. протечками из первого контура - $2,15 \text{ м}^3/\text{ч}$, что соответствует максимально возможному объему протечек при работе на номинальном уровне мощности;
5. плотным вторым контуром;
6. полным запасом охлаждающей воды для систем управления запроектными авариями в четырех баках СПОТ ПГ;
7. уровнем воды в топливном бассейне – 8,7 м (уровень при хранении топлива).

В результате обесточивания отключаются ГЦНА, закрываются стопорные клапаны турбогенератора, прекращается подача питательной воды в парогенераторы, отключается подпитка-продувка первого контура, не работают ТЭН КД, впрыск в КД, БРУ-К. В результате отказа на запуск ДГ (исходное событие) не работают насосы САОЗ и АПЭН.

Срабатывание АЗ происходит по первому сигналу: обесточивание более двух ГЦНА при мощности более 5 % от номинальной. Движение ПС СУЗ начинается через 1,9 с (1,4 с – технологическая задержка и 0,5 с – время прохождения сигнала по электрическим цепям).

Закрытие стопорных клапанов турбогенератора приводит к росту давления второго контура и срабатыванию БРУ-А на парогенераторах, в дальнейшем БРУ-А работают в режиме поддержания давления в парогенераторах.

По факту обесточивания секций систем безопасности и отказу на запуск ДГ (с задержкой 30,0 с) СПОТ ПГ 1 – 4 начинают работать и в течение 80,0 с СПОТ ПГ выходит на полную проектную мощность.

Работа четырёх каналов СПОТ приводит к снижению давления в парогенераторах в соответствии с характеристикой работы СПОТ, в результате чего БРУ-А на паропроводах всех ПГ закрываются и потеря котловой воды в парогенераторах прекращается.

Выход СПОТ на проектные параметры и снижение остаточных тепловыделений в активной зоне приводит к снижению давления в первом контуре. При снижении давления в первом контуре до 5,89 МПа начинается подача борного раствора из ГЕ САОЗ в камеры реактора. В период работы ГЕ (4046 – 259850,0 с) подача от них носит пульсирующий характер, обеспечивая компенсацию протечек и совместно со СПОТ охлаждение теплоносителя первого контура.

Таким образом, в течение трех суток СПОТ обеспечивает отвод остаточных тепловыделений. Параметры установки стабилизируются за счет работы СПОТ в режиме расхолаживания.

В результате осушения БАОТ по истечении трех суток работа СПОТ прекращается, что приводит к росту параметров во втором контуре вплоть до уставок на открытие ИПУ всех ПГ. Ухудшение отвода тепла вторым контуром (вследствие снижения уровня в ПГ) вызывает рост параметров первого контура до уставок срабатывания контрольного ИПУ КД.

В дальнейшем, непрекращающиеся протечки теплоносителя первого контура, работа контрольного ИПУ КД, отсутствие подачи из ГЕ САОЗ, прекращение работы СПОТ могут привести к осушению верхней части ТВС и разогреву и плавлению топлива. Обоснованный теплогидравлическим расчетом запас времени до начала разогрева составляет около 310000 с (86 ч).

Выход массы теплоносителя первого контура через протечки по истечении 72 ч составляет около 41 т. Масса пара, выброшенного через паросбросные устройства второго контура, в течение рассмотренного интервала времени составляет около 210 т.

Реакторная установка

В результате потери электроснабжения систем нормальной эксплуатации отключаются ГЦНА, закрываются стопорные клапаны турбины, прекращается подача питательной воды в парогенераторы, отключается подпитка-продувка первого контура, ТЭН КД, впрыск в КД, БРУ-К. По факту обесточивания более двух ГЦНА срабатывает АЗ.

Как следствие не запуска ДГ системы безопасности, включая АПЭН, не работают.

Закрытие стопорных клапанов турбины приводит к росту давления во втором контуре, что в свою очередь приводит к открытию БРУ-А. В дальнейшем БРУ-А работают в режиме поддержания давления второго контура.

По факту потери электроснабжения систем нормальной эксплуатации и не запуска всех дизель генераторов начинает работать СПОТ ПГ.

Уровень котловой воды в парогенераторах после некоторого уменьшения в результате сброса пара через БРУ-А стабилизируется благодаря работе СПОТ ПГ. Наличие котловой воды в ПГ при потере внешнего электроснабжения и штатных резервных источников питания переменного тока обосновывается ЭО в [31].

После отключения ГЦНА и окончания их выбега устанавливается естественная циркуляция теплоносителя первого контура.

Отвод тепла к конечному поглотителю – окружающей среде, осуществляется по цепи: реактор – парогенератор – СПОТ ПГ – атмосферный воздух. Тепло в атмосферу отводится посредством испарения запасов воды из баков СПОТ ПГ.

Осуществляется устойчивое расхолаживание реакторной установки со снижением давления в первом и втором контурах. В результате расхолаживания реакторной установки с помощью СПОТ ПГ.

Через 4046 секунд (1 час 7 минут) с начала аварии давление в первом контуре снижается до 5,89 МПа. Начинается подача в первый контур борного раствора от гидроемкостей САОЗ.

Во время работы СПОТ ПГ не происходит даже кратковременного осушения активной зоны и температура ТВЭЛ не превышает проектного предела 1200 °С. Клапаны ИПУ КД и системы аварийного газоудаления остаются закрытыми.

Исходными данными для расчётного анализа являются конструктивные характеристики элементов реакторной установки, теплофизические свойства материалов, топлива и теплоносителя, параметры установки и нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора.

В расчете принято, что выход СПОТ на полную мощность происходит через 80 с. с момента включения. В расчете принято, что время работы СПОТ, определяемое временем выпаривания воды в баках аварийного отвода тепла в данной аварии, составляет трое суток.

При выполнении анализа, представленного ЭО, учитывались организованные и неорганизованные протечки из первого контура в объеме 2,15 м³/ч, соответствующие максимально возможному объему протечек при работе на номинальном уровне мощности.

Принято, что через 24 ч с момента начала аварии наступает потеря контроля и управления энергоблоком в связи с тем, что аккумуляторы надежного питания разряжены.

Анализ параметров реакторной установки и температурного режима активной зоны в рассмотренном режиме выполнен по программе ДИНАМИКА-97 [31].

Оценка приемочных критериев проводилась путем сравнения значений параметров, определенных в результате расчётного анализа, с приемочными критериями, принятыми в проекте для рассматриваемого исходного события.

При условии работы СПОТ в режиме расхолаживания в течение трех суток максимальное давление первого и второго контуров не превышает 115 % от расчётного и равно 16,20 и 8,74 МПа, соответственно. При прекращении работы СПОТ максимальное давление в первом контуре составляет 18,12 МПа, во втором - 8,80 МПа.

Таким образом, в течение расчетного периода аварии (около 3,5 суток) предельные значения давления первого и второго контуров не достигаются, приемочный критерий выполняется, топливные таблетки не плавятся даже локально (температура менее 2540 °С для «выгоревшего» топлива и менее 2840 °С для «свежего» топлива).

Анализ протекания аварии полного обесточивания в течение трех суток демонстрирует следующее:

- максимальное значение температуры топлива достигается в начальный момент процесса и равно 1426 °С, что не превышает критериального значения и, таким образом, приемочный критерий выполняется;

- критерии аварийного охлаждения активной зоны не нарушаются. Максимальное значение температуры оболочки ТВЭЛ составляет 352,5 °С, что меньше 1200 °С. Нет условий для окисления оболочек ТВЭЛ. Не создаются условия для плавления регулирующих стержней и для деформации ТВС и ТВЭЛОв.

Результаты расчёта показывают, что на рассмотренном интервале времени (72 ч) требование о достижении безопасного состояния активной зоны выполняется. Повреждение активной зоны и внутрикорпусных устройств отсутствует, после срабатывания АЗ реактор находится в подkritическом состоянии.

В целях исключения перевода данной аварии в тяжёлую стадию требуется в течение не позднее трёх суток с начала аварии принять меры по восстановлению и поддержанию запаса воды в БАОТ с целью обеспечения работы СПОТ. В этом случае запас времени до начала разогрева активной зоны реактора и превышения максимального проектного предела повреждения твела максимальной мощности будет определяться запасом борного раствора в ГЕ САОЗ. Проведенная инженерная оценка показывает, что запас времени до начала разогрева активной зоны реактора при условии сохранения скорости снижения давления в первом контуре (а соответственно в ГЕ САОЗ) может составлять от 13 до 15 суток с начала аварии [31]. В последствие требуется восстановить штатное электроснабжение АЭС и осуществлять подачу борного раствора в первый контур штатными средствами.

Топливный бассейн

Потеря электроснабжения систем нормальной эксплуатации и отказ всех ДГ приводит к отказу штатной системы охлаждения топливного бассейна (FAK) и резервного канала охлаждения с помощью системы аварийного впрыска низкого давления (JNG) и спринклерной системы (JMN).

Охлаждение отработавшего ядерного топлива в топливном бассейне производится посредством подогрева и испарения воды над уровнем ТВС.

Результаты расчета времени выпаривания воды до начала оголения топлива вследствие исходного события, связанного с прекращением отвода тепла (подачи охлаждающей воды), выполнены для двух вариантов:

вариант 1: полная выгрузка активной зоны в бассейн выдержки с учетом наличия отработавших ТВС за 10 лет работы;

Суммарное время выкипания БВ до головок ТВС с начала аварии составит не менее 41 часа.

вариант 2: работа на мощности в начале кампании реактора (после перегрузки топлива).

Суммарное время выкипания БВ до головок ТВС с начала аварии составит не менее 89 часов.

Определено время, которым располагает персонал для совершения противоаварийных действий: от исходного события до наступления повреждения (оголения) ТВС для рассмотренных вариантов. Принято, что повреждения топлива не происходит, если не происходит оголения топливной части ТВС.

Характеристики технических средств для поддержки БВ выбраны с учетом предотвращения тяжелого повреждения топлива в БВ.

АСУ ТП

При потере электроснабжения на срок более 24 часов оборудование АСУ ТП:

- в работе СКУ и панель ЗПА (7-8 канал);
- в течение 24 часов необходимо подвести питание от передвижной ДГУ;
- допустим перерыв питания.

После восстановления питания от ДГ системы электроснабжения оборудования контроля и управления запроектными авариями СКУ 7-го и 8-го канала самозапустится, работоспособность СКУ 7-го канала и панели ЗПА восстанавливается в течение 10 минут после восстановления питания.

Основными направлениями действий персонала при полной потере переменного тока являются:

- перевод и поддержание РУ в безопасном состоянии в соответствии с требованиями Технологического регламента, Инструкции по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководства по управлению запроектными авариями, Руководства по управлению тяжелыми авариями;
- оперативная оценка состояния оборудования электропитания АЭС (в том числе аварийного), а также наличия и работоспособного состояния систем и оборудования;
- организация первоочередных (неотложных) работ по восстановлению электроснабжения, в том числе ввод в работу передвижной дизель-генераторной установки;
- ввод в работу передвижной ДГУ для обеспечения подачи воды в баки СПОТ и БВ;
- введение в действие Плана мероприятий по защите персонала при чрезвычайной ситуации на Белорусской АЭС (при необходимости).

6.1.3 Потеря внешнего электроснабжения, штатных резервных источников питания переменного тока и стационарных разнообразных резервных источников питания переменного тока

При потере электроснабжения систем нормальной эксплуатации и систем безопасности (отказ всех ДГ) прекращается работа систем нормальной эксплуатации, обеспечивающих отвод остаточного тепла реактора к конечному поглотителю и охлаждение БВ отработанного топлива. Одновременно происходит отказ активных систем безопасности.

Состояние энергоблока на начальной стадии аварии характеризуется:

- полным отсутствием электроснабжения переменным током (вне и внутристанционного);
- наличием электроснабжения от источников бесперебойного питания системы аварийного электроснабжения для части арматуры (локализующая арматура герметичного ограждения, БРУ-А, БЗОК) и СКУ. Питание от источников бесперебойного питания рассчитано на 2 часа без подзарядки аккумуляторных батарей. После 2-х часов технические средства СКУ, запитанные от САЭ будут отключены;
- наличием электроснабжения от агрегатов бесперебойного питания (АБП) системы электроснабжения оборудования контроля и управления запроектными авариями (7-й канал). Емкость батарей 2030 А^{*}ч, питание от АБП рассчитано на 24 часа без подзарядки аккумуляторных батарей (без учета работы систем связи), входящих в состав АБП. Предусматривается подключение передвижной ДГУ (мощность 500 кВт) в течении 24 часов к распределительному устройству 7 канала - шкафу (I категории сейсмостойкости по НП-031-01, исполнение пылевлагонепроницаемое – IP54, УХЛ1, антивандальное, на замке)

расположенному на наружной стене здания УJE на отметке +1.400. В расчете мощности передвижного ДГ (ХКА70) учтен ток, равный току 10-часового разряда батареи (203А), при данном токе полностью разряженная батарея (за расчетное время разряда 93-95 часов) будет заряжена до полной емкости 2030 А^ч за 10 часов. Т.к. ДГ планируется подключать за время, меньшее необходимого для полного разряда батареи, время восстановления емкости до полной будет значительно меньше 10 часов и будет определяться режимом разряда аккумуляторной батареи;

- подкритическим состоянием реактора;
- протечками из первого контура - 2,15 м³/ч, что соответствует максимально возможному объему протечек при работе на номинальном уровне мощности;
- плотным вторым контуром;
- полным запасом охлаждающей воды для систем управления запроектными авариями в четырех баках СПОТ ПГ;
- уровнем воды в топливном бассейне – 8,7 м (уровень при хранении топлива).

В этих условиях для управления запроектной аварией должны быть использованы технические средства и организационные мероприятия представленные ниже.

Профессиональный уровень оперативной смены в отношении установления необходимых электрических подключений, а также время, требуемое для выполнения данных действий, являются задачами по обучению и проведению противоаварийных тренировок персонала. Описание данных процедур представлено в разделе 7.1.3.4.

Отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки

Отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в режиме запроектной аварии с полным обесточиванием осуществляется с помощью системы пассивного отвода тепла через парогенераторы СПОТ ПГ.

СПОТ ПГ является техническим средством управления запроектными авариями.

Система состоит из четырех независимых каналов - по одному на каждый парогенератор. Эффективность одного канала составляет 33,3%.

Каналы системы представляют собой контуры естественной циркуляции. Каждый контур включает один бак с запасом воды, шестнадцать теплообменников, трубопроводы пароконденсатного тракта с пусковой, регулирующей и локализующей арматурой.

Во всех режимах, требующих работы системы, отвод тепла к конечному поглотителю – окружающей среде, осуществляется по цепи: реактор – парогенератор – СПОТ ПГ – атмосферный воздух. Тепло в атмосферу отводится посредством испарения запасов воды из баков.

На опускном трубопроводе каждого канала СПОТ ПГ перед парогенератором параллельно друг другу установлены «большой» и «малый» пусковые клапаны. Пусковые клапаны обеспечивают автоматическое подключение системы JNB в соответствующий режим расхолаживания. В режиме ожидания пусковые клапаны закрыты. В качестве «малого» пускового клапана используется электромагнитный клапан, который открывается по факту отключения электропитания при аварии с потерей всех источников электроснабжения в случае не запуска ДГ, также предусмотрено автоматическое открытие «малого» клапана при аварии с полной потерей питательной воды и в случае отказа всех БРУ-А в режиме расхолаживания <30°C/ч> по сигналам АСУ ТП в соответствии с алгоритмами управления СПОТ ПГ. В качестве «большого» клапана применяется электроприводная арматура. Открытие клапана осуществляется автоматически по сигналам АСУ ТП в соответствии с алгоритмами управления СПОТ ПГ при аварии с течью 1-го контура и отказе насосов САОЗ ВД. Также предусмотрено автоматическое открытие «большого» клапана при аварии с течью 1-го контура во 2-й с отказом всех БРУ-А в режиме расхолаживания со скоростью 60°C/ч.

Автоматическое включение СПОТ ПГ в аварии с полным обесточиванием РУ осуществляется по пассивному принципу. Для этого реализовано механическое пассивное открытие пускового клапана по факту самого исходного события без участия оператора и системы автоматического управления. В других ЗПА, в которых предусмотрено функционирование СПОТ ПГ, для автоматического запуска системы требуется формирование сигнала в АСУ ТП на открытие клапанов. Клапаны СПОТ ПГ питаны от 7-го канала электроснабжения.

При запроектной аварии с полным обесточиванием запасов воды четырех баков СПОТ ПГ достаточно для обеспечения эффективного отвода тепла от реакторной установки в течение 72 часов (при условии использования запасов воды 4-х БАОТ). Для того чтобы продолжить расхолаживание с помощью СПОТ ПГ запасы воды необходимо пополнять.

Отвод тепла от защитной оболочки

Для длительного отвода тепла от защитной оболочки во время запроектной аварии предназначена система пассивного отвода тепла от защитной оболочки СПОТ ЗО.

СПОТ ЗО является техническим средством управления запроектными авариями.

Во время ЗПА, включая аварии с тяжелым повреждением активной зоны, СПОТ ЗО обеспечивает снижение и поддержание в проектных пределах температуры и давления внутри защитной оболочки и отвод к конечному поглотителю тепла, выделяющегося в герметичном объеме.

Система состоит из четырех независимых каналов. Эффективность одного канала составляет 33,3%. В состав канала входит четыре контура естественной циркуляции.

Каждый контур включает один теплообменник-конденсатор, циркуляционные трубопроводы с локализующей и защитной арматурой и паросбросное устройство. Теплообменники-конденсаторы установлены в герметичном объеме на куполе герметичной оболочки.

Во всех режимах, требующих работы системы, отвод тепла к конечному поглотителю – окружающей среде, осуществляется по цепи: атмосфера герметичного объема – СПОТ ЗО – баки СПОТ ПГ - атмосферный воздух. Тепло в атмосферу отводится посредством испарения запасов воды из баков СПОТ ПГ.

Для стабилизации расхода, уменьшения пульсаций и исключения конденсационных гидравлических ударов внутри баков СПОТ ПГ на входе трубопроводов системы установлены паросбросные устройства.

Во время работы СПОТ ПГ происходят незначительный рост давления и температуры в герметичном объеме, связанный с протечками через уплотнения ГЦНА и испарение воды из топливного бассейна. В данной ситуации функционирование СПОТ ЗО не требуется.

Действия персонала по диагностике состояния станции, восстановлению нарушенных функций безопасности и предотвращения или ограничения последствий повреждения активной зоны при запроектной аварии будут определены Руководством по управлению запроектными авариями, Руководством по управлению тяжелыми авариями, а также Планом мероприятий по защите персонала в случае аварии.

В результате ЗПА с потерей внешнего электроснабжения и штатных резервных источников питания переменного тока (дизель-генераторных установок) происходит отказ систем вентиляции, в том числе обеспечивающих работу технических средств СКУ, источников их электроснабжения, охлаждение и подачу наружного воздуха в помещение БПУ. Поскольку технические средства СКУ получают питание от системы бесперебойного электроснабжения (от аккумуляторных батарей через инверторы), их работоспособность сохранится в течение расчетного времени разряда аккумуляторных батарей (для СКУ нормальной эксплуатации и систем безопасности - 2 часа). В результате на БПУ повышается температура воздуха и концентрация двуокиси углерода.

По итогам выполненных для данного режима расчетов выявлено:

- 1) допустимое время пребывания персонала в количестве 8 человек (до использования средств индивидуальной защиты) составляет 52 часа, в количестве 12 человек - 34,5 часа;
- 2) температура в помещении БПУ в течение 72 часов не превысит 43 °С.

Основными направлениями действий персонала при полной потере переменного тока являются:

- перевод и поддержание РУ в безопасном состоянии в соответствии с требованиями Технологического регламента, Инструкции по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководства по управлению запроектными авариями, Руководства по управлению тяжелыми авариями;
- оперативная оценка состояния оборудования электропитания АЭС (в том числе аварийного), а также наличия и работоспособного состояния систем и оборудования;
- организация первоочередных (неотложных) работ по восстановлению электроснабжения в том числе ввод в работу передвижной дизель-генераторной установки;
- ввод в работу передвижной ДГУ для обеспечения подачи воды в баки СПОТ и БВ;
- введение в действие Плана мероприятий по защите персонала при чрезвычайной ситуации на Белорусской АЭС (при необходимости).

6.1.4 Заключение об адекватности защиты АЭС от потери электроснабжения

Для исключения повреждения топлива в реакторе в аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС при работе реакторной установки на мощности требуется в течение не позднее 72 ч с начала аварии принять меры по восстановлению и поддержанию запаса воды в БАОТ с целью обеспечения работы СПОТ (при задействовании всех БАОТ). В этом случае запас времени до начала разогрева активной зоны реактора и превышения максимального проектного предела повреждения твэла максимальной мощности будет определяться запасом борного раствора в емкостях САОЗ. Запас времени до начала разогрева активной зоны реактора при условии сохранения скорости снижения давления в первом контуре (а, соответственно, и в емкостях САОЗ) может составлять от 13 до 15 суток с начала аварии [31]. Впоследствии требуется восстановить штатное электроснабжение АЭС и осуществлять подачу борного раствора в первый контур штатными средствами.

Для исключения повреждения топлива в БВ при аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС при работе реакторной установки на мощности в течение времени не более 89 часов необходимо подать воду в БВ с расходом не менее 4,5 кг/с [31].

Для исключения повреждения топлива в БВ при аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС в условиях полной выгрузки активной зоны в течение времени не более 41 часов необходимо подать воду в БВ с расходом не менее 7 кг/с [31].

В качестве дополнительных технических средств по управлению авариями при потерях электроснабжения, превышающих проектные требования (более 72 часов от начала аварии с потерей всех источников электроснабжения) в проекте предусмотрена система подпитки баков запаса воды СПОТ ПГ и БВ.

Подпитка баков СПОТ и БВ осуществляется маломощным высоконапорным насосом JNB50AP001 системы подпитки БАОТ. Данный насосный агрегат располагается в паровой камере и подключен к бакам системы LCU и бакам-приямкам ГО. Электроснабжение насоса осуществляется от канала электроснабжения ЗПА (от подключенной передвижной ДГУ 7-ого канала электроснабжения). Канал электроснабжения ЗПА рассчитан на 24 часа автономного функционирования и имеющего

возможность подключения передвижной ДГУ для подпитки аккумуляторных батарей и дальнейшего функционирования системы.

В соответствии с рекомендациями, данными по итогам разработки Отчета о проведении стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) Белорусской атомной электростанции на два блока АЭС будет предусмотрено две ПДГУ (по одной на энергоблок АЭС) мощностью 500 кВт, которые предполагается размещать открыто на площадке АЭС.

Контроль и управление осуществляется с панели ЗПА, расположенной на БПУ.

В течение 24 часов передвижная ДГУ доставляется к месту своего подключения и подготавливается к работе. В соответствии с проектной документацией расположение и проектное выполнение точек подключения передвижной ДГУ, в качестве источника электроснабжения, надежно обеспечивает защиту от затоплений, экстремальных осадков и прочих метеоусловий. Место подключения ПДГУ к распредустройству 7 канала - шкафу (I категории сейсмостойкости по НП-031-01, исполнение пылевлагонепроницаемое – IP54, УХЛ1, антивандальное, на замке) расположенному на наружной стене здания УЕ на отметке +1.400.

Управление и контроль передвижной ДГУ осуществляются непосредственно с местного щита управления, расположенного на данном оборудовании.

Сооружения, предназначенные для размещения электрооборудования, отвечают требованиям по обеспечению их сохранности и работоспособности в соответствии с их классификацией, обеспечивают их защиту от возможных природных и техногенных воздействий в районе расположения АЭС.

При расчете и выборе оборудования учитываются как внешние климатические условия площадки, так и внешние условия, связанные с деятельностью человека. Конструкции зданий и сооружений, рассчитываются с учетом природных и техногенных воздействий, таких как сейсмичность, воздействие смерча, сугробовые нагрузки, гололедные нагрузки, ветровые нагрузки, температура наружного воздуха, влажность, воздушная ударная волна, падение самолета. Учет осуществлен посредством соответствующих проектных решений по сооружениям и оборудованию, принимавшихся на основе расчетных данных.

6.1.5 Меры, которые предусматриваются для повышения устойчивости АЭС при потере электроснабжения

Для исключения повреждения топлива в реакторе в аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС при работе реакторной установки на мощности требуется в течение не позднее 72 ч с начала аварии принять меры по восстановлению и поддержанию запаса воды в БАОТ с целью обеспечения работы СПОТ (при воздействии всех БАОТ). Запас времени до начала разогрева активной зоны реактора при условии сохранения скорости снижения давления в первом контуре (соответственно, и в емкостях САОЗ) может составлять от 13 до 15 суток с начала аварии.

Для исключения повреждения топлива в бассейне выдержки при аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС при работе реакторной установки на мощности в течение времени не более 41 часа (наиболее консервативный вариант) необходимо подать воду в бассейн выдержки с расходом не менее 7 кг/с.

На основании информации, изложенной в отчете [31] можно сделать вывод о достаточности, адекватности и устойчивости средств, имеющихся в проекте АЭС, для защиты от потери электроснабжения, в том числе к воздействию на них землетрясений и затоплений.

Для смягчения последствий аварий с полной потерей электроснабжения предусматриваются следующие организационно-технические мероприятия:

- в части организационных мер для подготовки к работе и ввода в работу передвижной ДГУ - разработка соответствующих эксплуатационных инструкций и разделов аварийных процедур для их использования при полной потере переменного тока;

- в части организационных мер для подготовки к работе и ввода в работу аварийно-резервного трансформатора собственных нужд мощностью 16МВА 110/10 кВ необходима разработка соответствующих эксплуатационных инструкций и разделов аварийных процедур для его использования при полной потере переменного тока. В соответствующих инструкциях и процедурах указать действия оперативного персонала, в т.ч.: порядок принятия оперативным персоналом решения использовать дополнительный источник 110/10 кВ, порядок ручной подготовки схемы для питания ответственных потребителей блока; порядок выбора секции 10 кВ (в том числе САЭ);

- в части организационных мер для возможности подачи электроэнергии от соседнего блока (при наличии такой возможности) через сборки 10 кВ резервных трансформаторов 330/10 кВ, объединенных между собой кабельными перемычками, необходима разработка соответствующих эксплуатационных инструкций и разделов аварийных процедур для его использования при полной потере переменного тока.

- в соответствующей эксплуатационной документации – разработка дополнительных разделов по действиям персонала при возникновении аварии при полной потере электроснабжения АЭС переменным током, в части:

- усиления контроля за технологическими параметрами энергоблока;
- усиления контроля за работой систем важных для безопасности;
- подготовки к работе и ввод в работу предусмотренных проектом систем безопасности;
- подготовки к работе и ввод в работу передвижной ДГУ.

- разработка перечня расходных материалов и материальных ресурсов (топливо, кабель, трубы, инструмент и т. д.) для обеспечения ремонтно-восстановительных работ, определить места и условия хранения этих материалов для целей выполнения действий предусмотренных разделами РУЗА, РУТА в режиме полной потери электроснабжения на АЭС.

- в части отвода тепла от РУ - по истечении 72 часов организовать подпитку баков LCU от площадочных и внеплощадочных источников воды;

- в части отвода остаточных тепловыделений от бассейна выдержки:

- по истечении 41 часа организовать подпитку БВ. Данное мероприятие может быть осуществлено путем подключения нештатных средств (пожарной машины с насосным агрегатом производительностью 40л/с и напором 100м), к двум технологическим разъемам системы JNB50 расположенным с внешней стороны здания УJE (на отметках +0.690 и +0.730, при этом забор воды происходит от баков LCU, через насосную установку пожарной машины и далее, по трубопроводам системы JNB50, подается в бассейн выдержки) с установленными на них фланцами с заглушками;
- изменить технологическую схему системы JNB50 путем врезки байпаса обратного клапана на линии подпитки БАОТ. Данное решение позволит осуществлять подпитку бассейна выдержки по истечении 41 часа оперативным персоналом.

6.2 Потеря способности отведения остаточного тепловыделения/ потеря конечного поглотителя

6.2.1 Проектные меры и средства для предотвращения потери конечного поглотителя тепла, устойчивость предусмотренных мер и средств к воздействию землетрясений и затоплений

Система охлаждения ответственных потребителей

Система охлаждающей воды ответственных потребителей РЕ функционирует во всех режимах эксплуатации энергоблока (включая обесточивание) за исключением режима с потерей внешнего электроснабжения, штатных резервных источников питания переменного тока и стационарных разнообразных резервных источников питания переменного тока.

В качестве исходных данных для проектирования, определяющих требуемые характеристики и параметры системы охлаждающей воды ответственных потребителей, используются следующие критерии и требования к системе:

в режимах нормальной эксплуатации при работе реактора на мощности система РЕ должна обеспечивать отвод тепла от потребителей двумя каналами РЕ 10(20) и РЕ 30(40) при температуре охлаждающей воды от плюс 4 до плюс 28 °C;

в режимах планового расхолаживания первого контура система РЕ должна обеспечивать отвод тепла от потребителей промконтура охлаждения КАА двумя каналами, например РЕ10 и РЕ30, и от потребителей зданий UJA, UKA одним каналом, например РЕ20, при этом температура охлаждающей воды не должна превышать плюс 28 °C;

в режимах проектных аварий система должна обеспечивать отвод тепла от потребителей систем безопасности двумя любыми каналами при температуре охлаждающей воды плюс 31°C.

В соответствии со структурой построения систем безопасности система РЕ состоит из четырех каналов, выполненных независимыми по технологическим и электрическим связям, а также по системам контроля и управления. Для выполнения функций безопасности в аварийных режимах с потерей теплоносителя достаточно работы двух из четырех каналов эффективностью 50 % каждый.

Расход воды в каждом работающем канале составляет 1700 или 3400 м³/ч - в зависимости от режимов работы блока и температуры охлаждающей воды.

Насосы каждого канала системы находятся в изолированных помещениях зданий UQC, в связи с чем, во всех аварийных ситуациях возможен выход из строя не более одного из четырех каналов системы по общей причине.

Каналы системы полностью независимы друг от друга: независимы технологические части, системы управления, места расположения оборудования, трубопроводов, кабелей, элементов управления и т.д. Таким образом, исключен зависимый отказ в другом канале.

Для системы РЕ каждого энергоблока предусматривается два брызгальных бассейна - по одному брызгальному бассейну на два канала. Соответственно брызгальный бассейн разделен на две секции. Охлаждённая в брызгальных бассейнах вода самотечными водоводами через камеры переключений URS подводится к водоприёмникам насосных станций ответственных потребителей UQC (по две на один энергоблок), проходит через вращающиеся водоочистные сетки на всас насосов. От насосных станций вода по подводящим водоводам подаётся к теплообменникам промконтуров ответственных потребителей в здании UKD. Нагретая вода отводится по отводящим водоводам к камерам переключения брызгальных бассейнов и далее к распределительным трубопроводам брызгальных бассейнов для охлаждения. Все водоводы укладываются в тоннелях.

К каждому каналу системы РЕ подсоединенны потребители систем безопасности, требующие бесперебойного снабжения охлаждающей водой с температурой не выше +31°C.

Промконтуры системы охлаждения ответственных потребителей.

При работе АЭС на мощности система КАА должна обеспечивать отвод тепла от 18 до 43 МВт от потребителей систем нормальной эксплуатации нормально и при отказах двумя каналами при температуре охлаждающей воды промконтура плюс 33 °C и технической воды плюс 28 °C.

В режимах расхолаживания первого контура система КАА должна обеспечивать отвод тепла от 86 до 103 МВт от потребителей тремя каналами при температуре охлаждающей воды промконтура плюс 33 °C и технической воды плюс 28 °C.

Система КАА должна обеспечить отвод тепла от потребителей при поддержании РУ в "горячем" состоянии, а также при расхолаживании РУ до "холодного" состояния и обеспечивать отвод тепла при поддержании РУ в "холодном" состоянии.

СПОТ ПГ, СПОТ ЗО

Системы пассивного отвода тепла СПОТ ПГ и СПОТ ЗО являются техническими средствами преодоления запроектных аварий.

Система пассивного отвода тепла через парогенераторы (JNB) предназначена для длительного отвода остаточного тепла активной зоны конечному поглотителю через второй контур при запроектных авариях связанных с полной потерей всех источников переменного тока, полной потерей питательной воды, а также части спектра аварий с течью теплоносителя 1 контура при отказе активных систем безопасности.

Система пассивного отвода тепла от защитной оболочки (JMP) обеспечивает снижение и поддержание в заданных проектом пределах давления внутри защитной оболочки и отвод конечному поглотителю тепла, выделяющегося под защитную оболочку, при запроектных авариях, включая аварии с тяжелым повреждением активной зоны.

Отвод тепла к конечному поглотителю осуществляется путем выпаривания воды из четырех баков аварийного отвода тепла (БАОТ), являющихся единым хранилищем охлаждающей воды СПОТ ПГ и СПОТ ЗО.

Баки представляют собой железобетонные облицованные нержавеющей сталью конструкции, расположенные в отдельных помещениях кольцевой обстройки здания реактора, полный водяной объем каждого из четырех баков аварийного отвода тепла составляет не менее 540 м.

Производительность СПОТ ПГ и СПОТ ЗО выбрана с учетом принципа резервирования, исходя из условий наиболее вероятных сценариев запроектных аварий, рассматриваемых в проекте. Каждая из систем состоит из 4 полностью независимых один от другого каналов производительностью 4x33,3 %. Трех работоспособных каналов СПОТ ПГ и СПОТ ЗО достаточно для выполнения системами своих функций в полном объеме в любом требующем их работы режиме.

Оценка работоспособности имеющихся средств при внешних воздействиях:

Оценка устойчивости проектных мер в ситуациях с потерей систем отвода тепла конечному поглотителю к землетрясению представлена в разделе 2, к затоплению - в разделе 3.2.1. Проектными мерами исключена возможность влияния разрушения трубопроводов и оборудования II категории сейсмостойкости на элементы АЭС категории сейсмостойкости I.

Проектные системы отвода тепла к конечному поглотителю, представленные в разделе, способны выполнить свои функции при внешних воздействиях, принятых для данного проекта. Элементы систем отвода тепла к конечному поглотителю защищены от внешних стихийных явлений: землетрясений, смерча, падения самолета, а также от

воздействия воздушной ударной волны. Это обеспечивается конструкцией зданий и сооружений, предназначенных для размещения элементов систем..

Оборудование и трубопроводы систем отвода тепла к конечному поглотителю относятся к I категории сейсмостойкости и выполняют свои функции при землетрясении вплоть до МРЗ.

Системы отвода тепла к конечному поглотителю при авариях с полным обесточением станции сохраняют свою работоспособность в течение времени работы ДГ САЭ и наличии уровня вода в БАОТ, время автономной работы брызгальных бассейнов системы РЕ указано в разделе 6.2.2.

6.2.2 Потеря отвода тепла для различных режимов работы РУ

Основным конечным поглотителем тепла в режиме нормальной эксплуатации являются градирни. Основным конечным поглотителем тепла в аварийном режиме являются брызгальные бассейны. Альтернативным конечным поглотителем тепла в режиме ЗПА являются баки БАОТ.

При потере охлаждающей воды конденсаторов турбоустановки процесс расхолаживания и поддержания блока в безопасном состоянии осуществляется с помощью других конечных поглотителей тепла – атмосферы (через БРУ-А) и далее – брызгальных бассейнов.

Отвод тепла от 1 контура к атмосфере через БРУ-А позволяет (при регламентной скорости расхолаживания РУ 15°C/час) снизить температуру 1 контура до значений, достаточных для подключения системы JNG-JNA, за 8-10 часов. Подпитка ПГ для обеспечения работы БРУ-А производится насосами аварийной питательной воды систем безопасности.

Брызгальные бассейны.

Проектные характеристики брызгального бассейна (емкость, габаритные размеры, тип и расстановка сопел) определяются теплогидравлическими расчетами всех режимов работы системы исходя из необходимости обеспечения расхолаживания реакторной установки в режиме максимальной проектной аварии при температуре охлаждающей воды, подаваемой в реакторное отделение, не выше +31°C.

В этом случае в работе могут находиться два любых канала системы РЕ, и вся тепловая нагрузка может поступать на один из брызгальных бассейнов.

Температура охлаждающей воды определяется для метеоусловий жаркой пятидневки 10% обеспеченности, при переходе работы блока с номинального режима в режим аварийного расхолаживания, с учетом теплоаккумулирующей способности брызгального бассейна.

Для подпитки брызгальных бассейнов проектом предусмотрено использование воды после первой ступени обратного осмоса водоподготовительной установки. В качестве резервного источника подпитки для брызгальных бассейнов приняты емкость водосборного бассейна градирни и емкость водоприемной камеры насосной станции потребителей здания турбины URD, из которой упаренная вода подается насосом на обработку в здание водоподготовки UGB и далее насосами в брызгальные бассейны. При выходе из строя обоих источников подпитки по общей причине, например при МРЗ, емкость каждого брызгального бассейна обеспечивает работу системы без подпитки длительное время (не менее 8 суток), в течение которого должны быть организованы технические мероприятия по снабжению подпиточной водой.

Для аварий, связанных с потерей отвода тепла от первого контура и потерей альтернативного теплоотвода, действие автоматики и анализ конечных состояний для различных режимов работы РУ представлены в [31] в таблицах 5.2.2.1- 5.2.2.5.

Для обеспечения подачи добавочной воды на площадку энергоблока в целях восполнения потерь в системах технического водоснабжения служит система трубопроводов добавочной воды GAC, которая обеспечивает подачу необходимого

количества воды в систему GA для заполнения и подпитки системы оборотного водоснабжения с градирнями. Подача воды в систему GAC осуществляется береговой насосной станцией системы технического водоснабжения. При нарушениях нормальных условий эксплуатации и проектных авариях подача добавочной воды производится в необходимых объемах при условии сохранения работоспособности системы.

Проект АЭС не предусматривает какую-либо зависимость в работе различных энергоблоков АЭС друг от друга.

Отказ систем основной и вспомогательной системы охлаждения при начальном состоянии РУ «холодное» не влияет на безопасность и не меняет режима работы АЭС.

Взаимопомощь между блоками возможна путем перекачки воды брызгальных бассейнов от одного блока к другому по средствам использования резервной емкости, которая функционально предназначена для сохранения воды при опорожнении одной секции брызгального бассейна для очистки ремонта и ревизии. Резервная емкость запроектирована общей для 1 и 2 энергоблоков, располагается между смежными брызгальными бассейнами 1 и 2 энергоблоков. Резервная емкость связана с каждой секцией брызгального бассейна путем устройства сети трубопроводов опорожнения-заполнения. Опорожнение резервной емкости производится насосами.

Также в помещениях энергоблоков предусмотрена возможность хранения химреагентов для корректировки ВХР баков технологических систем. Это позволяет оперативно обеспечить потребность в химреагентах путем транспортировки из одного энергоблока в другой.

6.2.3 Потеря отвода тепла и потеря альтернативного отвода тепла для различных режимов работы РУ

Потеря основного конечного поглотителя (вода системы РА) приводит к потере вакуума в конденсаторе турбины. При потере вакуума закрываются стопорные клапаны высокого давления турбины, в процессе разгрузки РУ с учетом работы БРУ-А и БРУ-К может быть достигнута уставка по давлению в ПГ 8,1 МПа и дальнейшее формирование сигнала АЗ. Потеря конечного поглотителя (брзыгальных бассейнов) приводит к невозможности использования систем отвода остаточного тепла для расхолаживания первого контура (JNG-1, JNA, JND). Таким образом, отвод тепла от первого контура обеспечивается работой БРУ-А, а также системами основной и вспомогательной питательной воды.

В случае отказа в работе всех БРУ-А, являющегося маловероятным событием в качестве дополнительного аварийного конечного поглотителя для охлаждения ядерного топлива в реакторе следует рассматривать баки СПОТ ПГ (JNB10-40). В соответствии с расчетами, представленными в отчете [31], автономность по отводу остаточного тепла РУ с помощью СПОТ ПГ составляет 72 часа от начала аварии при условии использования запасов воды 4-х БАОТ, при использовании 3-х из 4-х БАОТ автономность составляет не менее 24 часов. Дальнейшая работа СПОТ ПГ обеспечивается подпиткой БАОТ с помощью насоса JNB50 от баков LCU.

Потеря всех систем отвода тепла к конечному поглотителю приводит к отказу штатной системы охлаждения топливного бассейна (FAK) и резервного канала охлаждения с помощью системы аварийного впрыска низкого давления (JNG) и спринклерной системы (JMN). Охлаждение отработавшего ядерного топлива в топливном бассейне производится посредством подогрева и испарения воды над уровнем тепловыделяющих сборок (TBC).

Для исключения повреждения топлива в БВ при аварии с потерей всех систем отвода тепла к конечному поглотителю на АЭС при работе реакторной установки на мощности или при полной выгрузке активной зоны в холодном состоянии необходимо обеспечить подпитку БВ из баков LCU насосом JNB50AP001 по линии FAK70.

Основными направлениями действий персонала при полной потере предусмотренных проектом конечных поглотителей тепла являются:

перевод и поддержание РУ в безопасном состоянии в соответствии с требованиями Технологического регламента, Инструкции по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководства по управлению запроектными авариями.

ввод в работу СПОТ ПГ, контроль за работой системы;

оперативная оценка состояния оборудования предусмотренных проектом конечных поглотителей тепла АЭС (систем РА, РС, РЕ), а также наличия и работоспособного состояния систем и оборудования;

подготовка к введению в работу дополнительных технических средств подпитки ПГ и СПОТ;

организация первоочередных (неотложных) работ по восстановлению работы систем конечных поглотителей тепла АЭС (систем РА, РС, РЕ);

введение в действие Плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на Белорусской АЭС (при необходимости).

6.2.4 Заключение об адекватности защиты АЭС при потере конечного поглотителя тепла

При потере конечного поглотителя тепла имеется достаточно технических средств для предотвращения повреждения ядерного топлива и перевода РУ в безопасное состояние.

В зависимости от постулируемых в разделе 6.2 отказов отвод тепла от первого контура осуществляется с помощью работы БРУ-А, систем основной и вспомогательной питательной воды, брызгальных бассейнов или с помощью СПОТ ПГ. Компенсация организованных и неорганизованных протечек первого контура может осуществляться от системы JNG-2 и от баков системы JNK насосами системы JDH. Подпитка бассейна выдержки осуществляется от баков JNK штатными средствами с помощью насосов систем FAK или JMN.

Оценка устойчивости проектных мер в ситуациях с потерей систем отвода тепла конечному поглотителю к землетрясению представлена в разделе 3, к затоплению - в разделе 4. Проектными мерами исключена возможность влияния разрушения трубопроводов и оборудования II категории сейсмостойкости на элементы АЭС категории сейсмостойкости I.

Проектные системы отвода тепла к конечному поглотителю, представленные в разделе, способны выполнить свои функции при внешних воздействиях, принятых для данного проекта. Элементы систем отвода тепла к конечному поглотителю защищены от внешних стихийных явлений: землетрясений, смерча, падения самолета, а также от воздействия воздушной ударной волны. Это обеспечивается конструкцией зданий и сооружений, предназначенных для размещения элементов систем.

Оборудование и трубопроводы систем отвода тепла к конечному поглотителю относятся к I категории сейсмостойкости и выполняют свои функции при землетрясении вплоть до МРЗ.

Системы отвода тепла к конечному поглотителю при авариях с полным обесточением станции сохраняют свою работоспособность в течение времени работы ДГ САЭ и наличии уровня вода в БАОТ, время автономной работы брызгальных бассейнов системы РЕ указано в разделе 6.2.2.

6.2.5 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС при потере конечного поглотителя тепла

В качестве дополнительных технических средств по управлению авариями при потере конечного поглотителя тепла в проекте предусмотрена система подпитки баков запаса воды СПОТ ПГ и бассейна выдержки.

Подпитка баков СПОТ и бассейна выдержки осуществляется маломощным высоконапорным насосом JNB50AP001 системы подпитки баков СПОТ. Данный насосный агрегат располагается в паровой камере и подключен к бакам системы LCU и бакам-приямкам ГО.

Для повышения устойчивости АЭС предлагаются мероприятия, аналогичные предложенным в пункте 6.1.5 в части касающейся подпитки баков LCU и БВ.

Для поддержания контролируемого состояния после запроектной аварии свыше 72 часов при потере конечного поглотителя тепла одновременно на двух блоках АЭС будут предложены соответствующие мероприятия.

6.3 Потеря конечного поглотителя тепла в сочетании с полным обесточиванием АЭС

6.3.1 Время автономности площадки размещения АЭС до потери условий нормального охлаждения активной зоны реактора и бассейна выдержки отработавшего ЯТ

Результаты анализа запроектной аварии с полным обесточиванием действительны для запроектной аварии с полной потерей конечного поглотителя в полном объеме в виду полной потери систем отвода тепла к конечному поглотителю при исходном событии, связанном с полным обесточиванием АЭС.

Для управления запроектной аварией с полной потерей конечного поглотителя применяются те же средства и меры, что и для управления запроектной аварией с полным обесточиванием.

Представленные эксплуатирующей организацией расчеты демонстрируют следующие запасы времени для принятия мер персоналом для предотвращения тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием.

Время до начала оголения топлива в БВ составляет:

- 41 час при исходном событии: полная выгрузка активной зоны в бассейн выдержки с учетом наличия отработавших ТВС за 10 лет работы;
- 89 часов при исходном событии: работа на мощности в начале кампании реактора (после перегрузки топлива).

Отвод остаточных тепловыделений от РУ осуществляется СПОТ ПГ не менее 72-х часов. В случае, если после 72-го часа от начала аварии не будет осуществлена подпитка БАОТ охлаждающей водой, то будет происходить постепенное осушение реакторной установки и авария перейдет в тяжелую фазу.

6.3.2 Действия, предусмотренные для предотвращения повреждения ЯТ

Основными направлениями действий персонала при полной потере предусмотренных проектом конечных поглотителей тепла (систем РА, РС, РЕ) являются:

перевод и поддержание РУ в безопасном состоянии в соответствии с требованиями Технологического регламента, Инструкции по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководства по управлению запроектными авариями, Руководства по управлению тяжелыми авариями;

ввод в работу СПОТ ПГ, контроль за работой систем;

оперативная оценка состояния оборудования предусмотренных проектом конечных поглотителей тепла АЭС (систем РА, РС, РЕ), а также наличия и работоспособного состояния систем и оборудования;

подготовка к введению в работу дополнительных технических средств подпитки СПОТ ПГ и БВ. В качестве дополнительных технических средств по управлению авариями, превышающими проектные требования (более 72 часов от начала аварии с потерей всех источников электроснабжения) в проекте предусмотрена система подпитки баков запаса воды СПОТ ПГ и БВ.

Подпитка баков СПОТ и БВ осуществляется маломощным высоконапорным насосом JNB50AP001 системы подпитки баков СПОТ. Данный насосный агрегат располагается в паровой камере и подключен к бакам системы LCU и бакам-приямкам ГО. Электроснабжение насоса осуществляется от канала электроснабжения ЗПА (от подключенной передвижной ДГУ 7-ого канала электроснабжения). Канал электроснабжения ЗПА рассчитан на 24 часа автономного функционирования и имеющего возможность подключения передвижной ДГУ для подпитки аккумуляторных батарей и дальнейшего функционирования системы.

В соответствии с рекомендациями, данными по итогам разработки Отчета о проведении стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) Белорусской атомной электростанции на два блока АЭС будет предусмотрено две ПДГУ (по одной на энергоблок АЭС) мощностью 500 кВт, которые предполагается размещать открыто на площадке АЭС.

Контроль и управление осуществляется с панели ЗПА, расположенной на БПУ.

В течение 24 часов передвижная ДГУ доставляется к месту своего подключения и подготавливается к работе. Место подключения к распредустстройству 7 канала - шкафу (I категории сейсмостойкости по НП-031-01, исполнение пылевлагонепроницаемое – IP54, УХЛ1, антивандальное, на замке) расположенному на наружной стене здания УJE на отметке +1.400.

Управление и контроль передвижной ДГУ осуществляются непосредственно с местного щита управления, расположенного на данном оборудовании.

6.3.3 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения устойчивости АЭС в случае потери конечного поглотителя тепла в комбинации с полным обесточиванием АЭС

В качестве дополнительных технических средств по управлению авариями при потерях электроснабжения и конечного поглотителя тепла в проекте предусмотрена система подпитки баков запаса воды СПОТ ПГ и бассейна выдержки.

Подпитка баков СПОТ и бассейна выдержки осуществляется маломощным высоконапорным насосом JNB50AP001 системы подпитки баков СПОТ. Данный насосный агрегат располагается в паровой камере и подключен к бакам системы LCU и бакам-приямкам ГО. Электроснабжение насоса осуществляется от канала электроснабжения ЗПА (от подключенной передвижной ДГУ 7-ого канала электроснабжения). Канал электроснабжения ЗПА рассчитан на 24 часа автономного функционирования и имеющего возможность подключения передвижной ДГУ для подпитки аккумуляторных батарей и дальнейшего функционирования системы. В соответствии с рекомендациями, данными по итогам разработки Отчета о проведении стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) Белорусской атомной электростанции на два блока АЭС будет предусмотрено две ПДГУ (по одной на энергоблок АЭС) мощностью 500 кВт, которые предполагается размещать открыто на площадке АЭС.

В режиме нормальной эксплуатации каждое из 2-х распределительных устройств канала электроснабжения ЗПА присоединено через 2 последовательно установленных выключателя к секциям 0,4/0,23 кВ двух каналов САЭ. В режиме нормальной эксплуатации выключатели фидеров питания распределительных устройств постоянно включены.

При аварии связанной с полной потерей электроснабжения (отказе всех ДГ) распределительные устройства канала электроснабжения ЗПА отключаются от секций 0,4/0,23 кВ каналов САЭ. Электроснабжение ЗПА осуществляется от аккумуляторных батарей своих АБП.

Контроль и управление осуществляется с панели ЗПА, расположенной на БПУ.

В течение 24 часов передвижная ДГУ доставляется к месту своего подключения и подготавливается к работе. В случае запроектной аварии для подключения ПДГУ для питания потребителей энергоблока № 1 используются штатные средства и способы подключения к панелям ЗПА. Место подключения ПДГУ к распредустройству 7 канала -шкафу (I категория сейсмостойкости по НП-031-01, исполнение пылевлагонепроницаемое – IP54, УХЛ1, антивандальное, на замке), расположенному на наружной стене здания УJE на отметке +1.400..

Управление и контроль передвижной ДГУ осуществляется непосредственно с местных щитов управления, расположенных на данном оборудовании.

Для повышения устойчивости АЭС к потере электроснабжения и конечного поглотителя тепла предусматриваются следующие мероприятие - комплектация двумя передвижными ДГ (по одному ДГ на каждый энергоблок АЭС).

Применение передвижных ДГУ в количестве 1 ПДГУ на каждый энергоблок АЭС увеличивает устойчивость АЭС при авариях, приводящих к полной потере электроснабжения сразу на всех энергоблоках АЭС.

7. УПРАВЛЕНИЕ ТЯЖЕЛЫМИ АВАРИЯМИ

7.1 Организация и мероприятия лицензиата по управлению авариями

7.1.1 Организационные меры ЭО по управлению авариями

Для управлениями авариями на Белорусской АЭС выполняется разработка и будут введены в действие ИЛА, РУЗА и РУТА, в которых отражается порядок и критерии перехода от одного руководства или инструкции к другому, а также области их применения и взаимные связи.

Порядок разработки ИЛА, РУЗА и РУТА следующий:

Этап 1. Разработка проекта ИЛА, РУЗА, РУТА по Белорусской АЭС.

Этап 2. На основании проектов ИЛА, РУЗА, РУТА по Белорусской АЭС специализированной организацией разрабатываются:

- расчетное обоснование ИЛА энергоблока № 1 Белорусской АЭС;
- расчетное обоснование РУЗА энергоблока № 1 Белорусской АЭС;
- расчетное обоснование РУТА энергоблока № 1 Белорусской АЭС.

Этап 3. Разработка ИЛА, РУЗА, РУТА по Белорусской АЭС на основании документов, разработанных на Этапах №1,2.

Этап 4. Согласование и утверждение в установленном порядке ИЛА, РУЗА, РУТА по Белорусской АЭС.

Проектные аварии (рассматриваемые в ИЛА) включают в себя аварии, являющиеся исходными событиями срабатывания АЗ реактора и/или приводящих к срабатыванию систем безопасности или к появлению условий на их срабатывание.

Алгоритм действий персонала излагается в табличной пошаговой форме. Действия основываются на признаках состояния РУ:

- параметрах технологического процесса.
- индикации срабатывания сигнализации и индикации состояния оборудования.

Управление запроектной аварией формирует один из уровней защиты физических

барьеров на пути распространения радиоактивных материалов и содержит действия, направленные на предотвращение перехода любых проектных аварий в запроектные и на ослабление последствий запроектных аварий. Для этих действий используются любые имеющиеся в работоспособном состоянии технические средства, предназначенные как для обеспечения безопасности при проектных авариях, так и для нормальной эксплуатации.

Основной целью управления запроектными авариями является предупреждение неконтролируемого выхода радиоактивных продуктов за установленные проектом границы. Эта цель достигается последовательной реализацией концепции глубокоэшелонированной защиты или концепции множественных барьеров.

Сохранность защитных барьеров обеспечивается выполнением следующих условий:

- быстрая остановка реактора и поддержание активной зоны в подкритичном состоянии;
- теплоотвод от активной зоны в процессе аварии, а также после стабилизации параметров в послеаварийном состоянии, отвод тепла от реакторной установки;
- защита первого контура от превышения давления, гидроударов, термических нагрузок, локализация последствий аварии за счет герметизации оболочки реакторного отделения для сведения к минимуму радиологических последствий, удержания радиоактивных продуктов в установленных границах и количествах.

Более подробные организационные и технические мероприятия рассматриваются в РУЗА, РУТА.

В РУЗА предусмотрены критерии перехода в РУТА.

Основной целью РУТА является внедрение набора процедур и инструкций для управления тяжелыми авариями и смягчении их последствий. Технические средства для управления тяжелыми авариями реализованы преимущественно на пассивном принципе работы. Действия оператора, направленные на сохранения целостности контейнента, минимизированы в первые 24 часа после перехода аварии в тяжелую стадию.

Основными задачами управления тяжелыми авариями являются:

- поддержание герметичности и целостности четвертого физического барьера (защитной оболочки) как последнего барьера на пути распространения радиоактивных веществ;
- ограничение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

Стратегия по управлению тяжелой аварией, реализуемая в проекте предполагает:

- защита контейнента от всех физических воздействий, которые возникают при тяжелой аварии и могут приводить к нагрузкам, нарушающим его целостность и герметичность;

- перевод АЭС в контролируемое состояние в начальный ее период, с целью предотвращения повреждения защитной оболочки и реализации превентивных мер по снижению радиационного воздействия;

- перевод АЭС в управляемое и безопасное состояние, как только функционирование необходимых для этого систем будет восстановлено; основной задачей при этом является снижение давления и температуры в контейнере, а также снижение концентрации радиоактивных веществ в атмосфере контейнера, с целью снижения радиоактивных выбросов в окружающую среду в случае нарушения целостности защитной оболочки.

Для смягчения последствий запроектных аварий эксплуатирующая организация выполняет следующие организационные и технические мероприятия:

- оценку сценариев развития аварийных ситуаций при землетрясениях, превышающих проектные требования на основе анализа сейсмического воздействия выше проектного;
- разработку документации по действиям персонала по диагностике состояния станции, восстановлению условий нормальной эксплуатации, восстановлению

нарушенных функций безопасности и предотвращения или ограничения последствий повреждения активной зоны: Технологический регламент безопасной эксплуатации, Инструкцию по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководство по управлению запроектными авариями, Руководство по управлению тяжелыми авариями, а так же План мероприятий по защите персонала в случае аварии, где будут приведены разделы, предусматривающие меры для решения задач:

- контроль работы действия алгоритмов функций безопасности;
- обеспечение остановки энергоблока при прохождении сигнала АЗ, как автоматическими действиями (как основной метод решения задачи), так и управляющими действиями персонала;
- использование, при необходимости, корректирующих действий персоналом;
- поддержание активной зоны под заливом теплоносителя и обеспечение его циркуляции;
- приведение энергоблока в конечное состояние, действиями персонала, позволяющее выполнить восстановительные работы;
- управление оборудованием систем НЭ, систем важных для безопасности, для приведения энергоблока в конечное безопасное состояние и для ограничения радиационных последствий нарушений и аварий;
- надежное поддержание резервными средствами управления заданного режима АЭС, при отказе основного вида управления, в течение регламентируемого времени на восстановление отказа;
- оценка степени разрушений на АЭС вызванных землетрясением;
- сохранение или восстановления функций систем и оборудования при разрушениях вызванных землетрясением;
- локализации развития аварий с обеспечением пределов безопасной эксплуатации за счет обеспечения подkritичности активной зоны, сохранения ее под заливом теплоносителя (с учетом предусмотренных проектных запасов, быстродействия и эффективности защитных систем);
- обеспечения целостности ненарушенных физических барьеров;
- достижение конечного состояния, при котором прекращена цепная реакция деления, обеспечена подkritичность реактора и исключена повторная критичность активной зоны, в том числе с учетом ее возможного повреждения;
- предотвращение (ослабление) тяжелого повреждения топлива, как автоматическими действиями систем, так и управляющими действиями персонала;
- предотвращение повреждения корпуса реактора и оборудования первого контура;
- предотвращение повреждения защитной оболочки;
- предотвращение тяжелого повреждения активной зоны и снижения последствий тяжелого повреждения активной зоны;
- ограничение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Более подробные организационные и технические мероприятия рассмотрены и представлены в РУТА и РУЗА.

- доставить на площадку и ввести в работу передвижные средства откачки воды.

Основной угрозой от разрушения и отказа ЗО является большой выход продуктов деления. Большой выход продуктов деления требует немедленных действий по защите здоровья и безопасности населения и персонала АЭС.

Оценка целостности ЗО возможна за счет радиационного контроля на площадке. При увеличении фона выше установленных проектом значений предполагается, что создана или реализована угроза целостности ЗО, которая требует незамедлительных мер по ограничение выхода и распространения продуктов деления на площадке.

Ликвидация последствий тяжелой аварии (энергоблок после аварий данного класса

не возвращается в эксплуатацию) сводится к переводу аварийного энергоблока в безопасное состояние, переработке большого количества образовавшихся жидких радиоактивных отходов (вода аварийных приемников контейнента для охлаждения топлива), разработке проекта длительной консервации аварийного энергоблока.

Решение о введении чрезвычайной ситуации (объявления состояния «Аварийная обстановка») принимается директором (главным инженером), а в случае их отсутствия НСАС Белорусской АЭС. При объявлении на АЭС чрезвычайной ситуации противоаварийными действиями руководит Генеральный директор Белорусской АЭС – является Руководителем Аварийных Работ (РАР) при непосредственном участии комиссии по чрезвычайным ситуациям АЭС (КЧС АЭС). Члены КЧС АЭС участвуют в работе заблаговременно созданных групп участников противоаварийного реагирования АЭС для выявления причин нарушения режима нормальной эксплуатации, оценки обстановки, прогнозирования возможности возникновения радиационных последствий и выработки предложений по нормализации обстановки.

Централизованная помощь в чрезвычайных ситуациях на АЭС осуществляется государственной системой предупреждения чрезвычайных ситуаций. Для оказания экстренной помощи при ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций на АЭС будет привлекаться республиканский отряд специального назначения МЧС Республики Беларусь.

До завоза ядерного топлива на АЭС будут разработаны и готовы к осуществлению «План мероприятий по защите персонала в случае аварий на Белорусской АЭС» и «План защитных мероприятий при радиационной аварии на ГП «Белорусская АЭС» (внутренний и внешний аварийные планы), учитывающие радиационные последствия запроектных аварий, а также задействованы основные и дублирующие средства связи с вышестоящей организацией, органами государственного регулирования безопасности и постоянно действующими органами управления, специально уполномоченными на решение задач в области защиты населения и территории от чрезвычайных ситуаций.

Планы являются основным руководящим документом для проведения защитных, организационных, инженерно-технических, лечебно-профилактических и других мероприятий при возникновении аварии с целью защиты персонала АЭС и населения, локализации и ликвидации аварии.

Внутренний аварийный план разрабатывается эксплуатирующей организацией АЭС на основе результатов анализа запроектной аварии с наихудшими последствиями для персонала и населения с учетом фаз развития аварии. План предусматривает координацию действий АЭС и внешних организаций, входящих в Государственную систему предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций.

Внутренний аварийный план представляется в надзорный орган в составе комплекта документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности, для получения лицензии на эксплуатацию энергоблока.

Поддержание постоянной готовности и реализация плана возлагается на административное руководство АЭС.

Внешний аварийный план разрабатывается Министерством по чрезвычайным ситуациям с участием Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды, Министерства здравоохранения, Министерства внутренних дел, Комитета государственной безопасности, органов местного управления и самоуправления и предусматривает координацию действий объектовых, ведомственных и территориальных формирований, входящих в состав сил и средств Государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций.

Внутренний и внешний аварийные планы взаимоувязаны в части своевременного оповещения об угрозе (факте) аварии, объеме и периодичности передачи текущей информации, а также в координации действий и взаимопомощи в реализации предусмотренных планами мероприятий.

На Белорусской АЭС имеется учебно-тренировочный центр, оснащенный необходимыми тренажерами, методиками и учебными материалами для подготовки персонала и отработки его действий в аварийных ситуациях.

7.1.2 Возможность использования имеющегося оборудования

Использование мобильных установок

В соответствии с рекомендациями, данными по итогам разработки Отчета о проведении стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) Белорусской атомной электростанции на два блока АЭС будет предусмотрено две ПДГУ (по одной на энергоблок АЭС) мощностью 500 кВт. Работоспособность ПДГУ обеспечивается в интервале температур окружающей среды от -50 до +41.

В течении 24 часов передвижная ДГУ доставляется к месту своего подключения и изготавливается к работе. Место подключения ПДГУ к распределительному устройству 7 канала - шкафу (I категории сейсмостойкости по НП-031-01, исполнение пылевлагонепроницаемое – IP54, УХЛ1, антивандальное, на замке), расположенному на наружной стене здания УJE на отметке +1.400. В случае невозможности доставить ПДГУ предусматривается возможность подключения на штатном месте ПДГУ.

Управление и контроль передвижной ДГУ осуществляется непосредственно с местных щитов управления, расположенных на данном оборудовании.

Подпитка баков СПОТ и бассейна выдержки обеспечивается высоконапорным насосом системы подпитки баков СПОТ. Насосный агрегат располагается в паровой камере и подключен к бакам обессоленной воды LCU.

Заполнение баков аварийного отвода тепла из баков LCU выполняется до момента исчерпания в них воды (72 часа от начала аварийного процесса). После этого осуществляется повторное опорожнение баков СПОТ ПГ и повторное заполнение баков обессоленной воды LCU. Для дальнейшего поддержания безопасного стабильного состояния РУ при сохранении работоспособности СПОТ ПГ необходимо проведение периодической подпитки баков LCU от любых имеющихся на площадке АЭС источников воды с использованием внеплощадочной мобильной техники (например от баков запаса пожарной воды).

На территории Белорусской АЭС создана пожарная аварийно-спасательная часть с общей численностью личного состава 116 человек, которая укомплектована пожарными аварийно-спасательными автомобилями в количестве 12 единиц, в том числе автомобилями химической и радиационной защиты и разведки, а также автомобилями, предназначенными для подачи огнетушащих средств и тушения пожаров. ПАСЧ-2 Островецкого РОЧС по охране объектов Белорусской АЭС введена в эксплуатацию в феврале 2016 года.

Из 116 человек, 29 это средний и старший начальствующий состав (офицеры). Ежедневно на боевое дежурство заступает 30 человек на 6 единицах основной, специальной и вспомогательной техники. В зависимости от чрезвычайной ситуации, отделения спасателей могут использовать различные виды технических средств применяемых для ликвидации чрезвычайных ситуаций. Количество дежурных смен 3, продолжительность рабочей смены 24 часа. В соответствии с республиканским планом привлечения сил и средств на ликвидацию чрезвычайной ситуации из соседних подразделений МЧС РБ может прибыть до 47 единиц техники укомплектованной личным составом и специальным оборудованием.

В боевом расчете ПАСЧ-2 находится следующая техника:

- автоцистерна пожарная на шасси МАЗ 6317Х9 АЦ 8.0-40;
- автомобиль воздушно-пенного тушения на шасси МАЗ-6317х9 АВ 8,0 50 (6317);
- аварийно-спасательный автомобиль в комплектации автомобиля химической

и радиационной разведки АСА (Mercedes);

- авто лестница пожарная с высотой подъема не менее 50 м DL.CS5 CS;
 - автоцистерна пожарная на шасси МАЗ 530905 АЦ 5,0-50/4;
 - автоцистерна пожарная на шасси МАЗ 530905 АЦ 5,0-50/4;
 - автомобиль насосно-рукавный на шасси МАЗ-6317х5 АНР-133 (6317);
 - аварийно-спасательный автомобиль в комплектации автомобиля химической и радиационной защиты АСА(Mercedes).
- автоцистерна пожарная на шасси МАЗ 530905 АЦ 5,0-50/4;
 - автомобиль порошкового тушения на шасси МАЗ-6317х5 АП 5000 (6317),
 - автомобильный коленчатый подъемник МАЗ-6516V8-555-001;
 - прицеп углекислотного тушения.

Ко всем зданиям и сооружениям станции предусмотрены автомобильные дороги с проезжей частью не менее 5 м, подъезды для транспорта, пожарных машин и тротуары для подхода персонала. Вокруг энергоблоков организуются кольцевые проезды с проезжей частью шириной 7,00 м.

На промышленную площадку АЭС организованы два автомобильных въезда. Основной въезд с северной стороны промышленной площадки Запасной въезд организован со стороны производственной базы в районе энергоблока 2. Железнодорожный въезд предусмотрен со стороны производственной базы.

Расстояние от здания ПАСЧ-2 по охране объектов Белорусской АЭС до территории промышленной площадки составляет 100 метров.

Противопожарное водоснабжение зданий и сооружений Белорусской АЭС предусмотрено системами внутреннего и наружного противопожарного водоснабжения (внутренний и наружный противопожарные водопроводы, брызгальные бассейны и т.д.). Объем воды в 4 брызгальных бассейнов составляет 144000 м³. ТERRITORIЯ предприятия имеет кольцевую сеть наружного противопожарного водоснабжения, состоящую из 60 пожарных гидрантов.

В зданиях предприятия будут использоваться системы автоматический модульных установок пожаротушения тонкораспыленной струей, автоматических установок газового пожаротушения. автоматических установок водяного пожаротушения для основных зданий и сооружений энергоблока.

На территории ПАСЧ-2 расположен пожарный водоем объемом 50 м³, сеть пожарных гидрантов.

В случае возникновения чрезвычайной ситуации укрытие личного состава части предусмотрено в защитном сооружении на 60 человек.

Основной источник подпитки системы охлаждающей воды ответственных потребителей (РЕ) с брызгальными бассейнами – вода р. Вилия.

В качестве источника резервной подпитки брызгальных бассейнов приняты: ёмкости водосборного бассейна градирни URA и водоприемной камеры в насосной станции потребителей здания турбины URD. Объём воды в водосборном бассейне градирни и водоприемной камере составляет 23600 м³.

При выходе из строя основного и резервного источников подпитки системы РЕ по общей причине, например, при МРЗ, ёмкость каждого брызгального бассейна обеспечивает работу системы без подпитки не менее 8 суток. Запас воды в каждом брызгальном бассейне обеспечивает возможность аварийного расхолаживания в жаркую пятидневку года 10% обеспеченности (повторяемость - один раз в 10 лет) и перевода блока в «холодное» состояние. В течение этого времени должны быть восстановлена работа системы основной подпитки, либо организованы технические мероприятия по снабжению брызгальных бассейнов подпиточной водой от другого источника (например, резервуаров запаса воды противопожарного и производственного водоснабжения UGF общим объемом 2400 м³ резервуаров запаса воды для хозяйствственно-питьевого водоснабжения UGG общим объемом 912 м³ либо из водозаборных скважин для убежищ

ГО UZM, на особый период, производительностью не менее 36 м³/ч).

Брызгальные бассейны энергоблока № 1 и энергоблока № 2 не имеют связующих элементов, останов одного энергоблока никаким образом не влияет на работу брызгальных бассейнов другого энергоблока. Но, при необходимости, может быть обеспечена подача воды мобильными средствами от брызгального бассейна соседнего энергоблока.

Обеспечение и управление поставками

В условиях управления авариями обеспечение средств (топливо для дизель-генераторов, вода и т. д.) будет осуществляться в рамках исполнения РУТА. Соответствующие мероприятия будут предусмотрены также при аварийном планировании.

Радиоактивные выбросы

При превышении уровня внешних воздействий выше пороговых значений состояние систем АЭС, расположенных в различных зданиях (кроме здания реактора), не прогнозируется. Для режимов, которые сопровождаются нагрузками, превышающими пороговые значения с учетом существующих запасов по зданию реактора, обеспечивается целостность систем локализации, представленных в разделе 6.3.9 Отчета о проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС, а также предотвращаются радиоактивные выбросы.

Управление радиоактивными выбросами и обеспечение их ограничения при сейсмических воздействиях, затоплениях, экстремальных погодных условиях и потере электроснабжения описываются в соответствующих разделах Отчета о проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС. Меры по ограничению аварийных выбросов рассматриваются также в п.6.4.1 Отчета о проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС.

В составе системы АСКРО предусмотрены средства оперативного контроля и прогнозирования радиационной обстановки в случае аварии, включая средства метеорологического наблюдения, радиационного контроля и специализированное программное обеспечение для моделирования распространения радиоактивных выбросов в атмосфере и прогноза доз для населения.

По результатам радиационного контроля и прогноза радиационной обстановки принимаются решения о введении защитных мер для персонала и населения в соответствии с установленными в *Планах мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии критериями*.

Действия оперативного персонала по ликвидации последствий аварии определены в эксплуатационных инструкциях и аварийных процедурах, в том числе:

- «Технологическом регламенте»;
- «Инструкции по ликвидации аварий»;
- «Руководстве по управлению запроектными авариями».

Для соблюдения условий непревышения основных пределов доз и снижения доз облучения персонала предусматривается эффективная организация санитарно-пропускного режима, использование СИЗ, проведение дозиметрического и радиометрического контроля, детальное планирование работ с установлением их контрольной продолжительности, также предусмотрены убежища, рассчитанные на наибольшую по численности работающую смену, защищенный пункт управления противоаварийным действиями (ЗПУПД АЭС).

Для обеспечения постоянной готовности персонала к действиям на случаи аварии разрабатывается порядок и план подготовки персонала и проведения регулярных противоаварийных учений.

Оператор РУ объявляет класс аварийной ситуации на основании заранее принятых

уровней действий в аварийной ситуации (УДАС). УДАС разрабатывается Администрацией Белорусской АЭС в соответствии с подходами, изложенными в документах МАГАТЭ GSR Part 7 «Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency», GSG-2 «Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency».

При аварийном реагировании на ядерные или радиологические аварийные ситуации на АЭС используются общие критерии реагирования для проведения защитных мер для предотвращения детерминированных и снижения риска стохастических эффектов. Общие критерии реагирования для проведения защитных мер в случае аварийной ситуации установлены Гигиеническим нормативом «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденным Постановлением Минздрава от 28.12.2012 №213. Прогнозируемые дозы облучения всего тела, щитовидной железы и плода являются критериями для защиты населения в случае радиационной аварии и установлены исходя из непревышения референтного уровня остаточной дозы облучения населения – 100 мЗв. Общие критерии реагирования, установленные гигиеническим нормативом, соответствуют требованиям МАГАТЭ: GSR Part 7 «Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency», GSG-2 «Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency».

Системы связи и информационные системы

Комплекс средств связи и оповещения БелАЭС разработан как часть Комплексной системы связи управления эксплуатацией и противоаварийными действиями на АЭС и базируется на ее структуре и структуре оперативно-технологического управления АЭС, а также требованиях к организации управления персоналом и его оперативному оповещению в аварийных ситуациях.

Состав и объем технических средств связи и оповещения БелАЭС, а также их характеристики определены в соответствии с требованиями руководящих документов в части, касающейся связи и оповещения атомных станций.

Комплекс средств связи и сигнализации БелАЭС разработан в целях обеспечения эффективного, надежного и устойчивого оперативного управления и административно-хозяйственного руководства на АЭС в повседневной деятельности и чрезвычайных ситуациях (ЧС), приема и доведения до персонала АЭС сигналов централизованного оповещения, своевременного оповещения о возникновении ЧС на АЭС персонала и объектовых сил и служб гражданской обороны (ГО) станции, оперативных дежурных служб органов управления по делам ГО и ЧС, а также населения, руководителей и персонала объектов, расположенных в зоне действия локальной системы оповещения (ЛСО).

Комплекс средств связи и оповещения АЭС включает комплексы средств внешней и внутренней связи.

Организация внешней связи БелАЭС

С целью обеспечения живучести комплекса средств внешней связи в случае техногенных воздействий, которыми может сопровождаться землетрясения, в его составе предусмотрены независимые основные и резервные каналы связи.

Комплекс средств внешней связи БелАЭС включает следующие технические средства:

- наземных систем передачи,
- транкинговой радиосвязи (на основе цифрового протокола TETRA);
- радиосвязи с подразделениями, привлекаемыми в случае возникновения ЧС (специально выделенные радиосредства);
- ЛСО;
- диспетчерско-технологической связи с объектами энергосистемы.

Для обеспечения связи при ЧС в проекте БелАЭС предусмотрены два территориально разнесенных узла связи в защищенных пунктах управления противоаварийными действиями (ЗПУПД):

- ЗПУПД АС – на территории промплощадки АЭС,
- ЗПУПД Г – в городе при АЭС.

Комплексы средств связи ЗПУПД связаны между собой каналами связи (основными и резервными), организованными на базе высокоскоростной цифровой транспортной сети на основе волоконно-оптических линий связи.

От всех ЗПУПД предусмотрены каналы связи (основные и резервные) для выхода персонала АЭС на сеть связи общего пользования единой сети электросвязи Республики Беларусь, а также другие специальные сети связи.

Каналы связи, обеспечивающие безопасность эксплуатации АЭС, заводятся на узлы связи ЗПУПД с возможностью коммутации их на повседневный узел связи АЭС (центральный узел общестанционной связи).

В составе комплекса внешней связи предусмотрены также цифровые каналы диспетчерско-технологической связи с объектами энергосистемы на основе волоконно-оптических кабельных линий.

В качестве основных каналов, обеспечивающих безопасность эксплуатации АЭС и управление противоаварийными действиями, используются проводные каналы связи; спутниковые каналы связи и радиоканалы используются в случае повреждения наземных каналов в результате землетрясения, в специальных случаях и при недостаточности наземных каналов.

Зона покрытия прилегающей к БелАЭС территории транкинговой радиосвязью – до 30 км, зона уверенного покрытия – в пределах зоны наблюдения АЭС'.

Связь, обеспечивающая управление противоаварийными действиями, обладает высшим приоритетом при передаче и приеме информации в целях противоаварийного реагирования.

Комплексы средств связи ЗПУПД обеспечивают работоспособность в случае выхода из строя общестанционного и блочных узлов связи.

Основы организации внутренней связи БелАЭС

В составе комплекса средств внутренней связи БелАЭС предусмотрены оперативная и общестанционная составляющие.

Внутренняя общестанционная связь предназначена для административно-хозяйственного руководства на АЭС и обеспечения связи между персоналом различных служб (цехов) станции, а также доведения до персонала информации радиотрансляционного вещания, информации о точном времени, обеспечения документального обмена информацией и проведения телевизионного контроля основного технологического оборудования (включая оборудование энергоблоков).

Внутренняя оперативная связь предназначена для передачи команд оперативного персонала основных пунктов (щитов) управления подчиненному оперативному персоналу, для ведения переговоров между ними, для оповещения и поиска персонала, а также автоматической регистрации информации, передаваемой по каналам связи, и видеoreгистрации действий оперативного персонала

Для реализации вышеперечисленных видов связи на БелАЭС предусмотрены системы и сети внутренней связи, представляющие собой совокупность технических и программных средств, каналов и линий связи, и обеспечивающие реализацию функции диспетчерско-технологического, противоаварийного и административно-хозяйственного управления на АЭС.

Внутренняя общестанционная связь включает шесть систем, организованных на единых для АЭС в целом технических средствах

- система общестанционной телефонной связи;

- система часофикации.

7.1.3 Оценка факторов, которые могут затруднять управление авариями и соответствующие непредвиденные обстоятельства

7.1.3.1. Влияние на возможность пребывания персонала в помещениях блочного пункта управления и резервного пункта управления, мер и мероприятий для исключения или управления данной ситуацией

Системы обеспечения жизнедеятельности включают технологические системы, дополнительное оборудование, снабжение и инструкции, предусмотренные на станции для создания безопасных нормальных условий, при которых операторы могут управлять энергоблоком, а также поддерживать его в безопасном состоянии при экстремальных условиях на промплощадке и в аварийных режимах, включая аварии с разуплотнением первого контура.

Системы обеспечения жизнедеятельности должны поддерживать энергоблок в безопасном состоянии при экстремальных условиях на промплощадке и в аварийных режимах, включая аварии с разуплотнением первого контура.

Блочный пункт управления (БПУ) спроектирован таким образом, чтобы поддерживать его функционирование при нормальных условиях эксплуатации энергоблока, нарушениях нормальных условий эксплуатации и авариях, учитываемых в проекте. Для обстоятельств, при которых БПУ не сможет функционировать или может быть поврежден при событиях, не учитываемых в проекте (как, например, диверсия, военные действия и т.д.), на удалении от БПУ предусматривается резервный пункт управления (РПУ), с которого обеспечивается независимый контроль и возможности управления наиболее важными функциями, необходимыми для поддержания полного расхолаживания, остановки реактора и удержания радиоактивных веществ.

К системам обеспечения жизнедеятельности персонала БПУ (РПУ) предъявляются следующие требования:

- обеспечение допустимых санитарными нормами условий для работы обслуживающего персонала;
- защита персонала от внешнего проникающего излучения;
- защита персонала, работающего при управлении радиационными авариями на энергоблоке и при внешних событиях, связанных с появлением в наружном воздухе токсичных, химических и радиоактивных веществ;
- защита персонала при пожаре.

Системы обеспечения условий для работы операторов на БПУ (РПУ) во всех рассмотренных в проекте режимах включают:

- системы вентиляции;
- систему радиационной защиты;
- систему пожарной защиты.

БПУ (РПУ), системы обеспечения жизнедеятельности персонала БПУ (РПУ), а также управляющие и обеспечивающие их системы, размещены в здании управления, отнесенного к I категории сейсмостойкости по ответственности за ядерную и радиационную безопасность.

Системы надежно защищены строительными конструкциями здания от внешних воздействий, учитываемых в проекте, а именно, летящие предметы, ударная волна и сейсмические воздействия.

Система жизнеобеспечения БПУ/РПУ, оснащенная эффективной очисткой приточного воздуха на аэрозольных и йодных фильтрах, а также строительные конструкции двойной защитной оболочки и здания управления УСВ обеспечивают возможность постоянного пребывания персонала на БПУ/РПУ с целью управления аварией.

В составе ООБ Белорусской АЭС показано, что при рассматриваемых в проекте тяжелых авариях облучение персонала в помещениях БПУ/РПУ не превысит установленный проектом Белорусской АЭС целевой предел эффективной эквивалентной дозы в 25 мЗв за все время аварии и ликвидации ее последствий.

Радиационная обстановка на промплощадке допускает кратковременный доступ персонала в течение ограниченного времени с применением индивидуальных средств защиты кожных покровов и органов дыхания для проведения помощи и смены работающего персонала. Для снижения дозовых нагрузок на персонал при перемещении по промплощадке предусмотрено применение спецтранспорта.

При невозможности пребывания персонала на БПУ в проекте предусматривается РПУ.

В случае повреждения или разрушения БПУ и РПУ организация управления аварией может осуществляться в ЗПУПД АС.

7.1.3.2. Ухудшение условий выполнения работ в связи с высокими локальными мощностями доз облучения, радиоактивным загрязнением и разрушением отдельных зданий, конструкций и сооружений на площадке размещения АЭС.

В случае повреждения или разрушения зданий и сооружений АЭС помещения ЗПУПД АС могут стать недоступными для персонала или нахождение в них невозможным. В качестве альтернативы для размещения руководства аварийными работами предусмотрена возможность задействования ЗПУПД Г, а также возможность задействования иных ситуационно-кризисных центров (например МЧС Республики Беларусь) для обеспечения управления противоаварийными мероприятиями.

В случае потери станционных укрытий ситуация может быть решена за счет эвакуации не задействованного персонала с площадки АЭС и организации ротации необходимых специалистов (с применением необходимых средств индивидуальной защиты, а также спецтранспорта). При этом должен быть организован контроль доз облучения персонала, привлеченного к аварийным работам, при полном соблюдении действующего законодательства Республики Беларусь при организации указанных работ.

7.1.3.3. Потенциальные отказы измерительных приборов

В условиях запроектной (включая тяжелую) аварии должны быть использованы специальные контрольно-измерительные средства и проведены организационные мероприятия. Контроль за сохранением целостности защитной оболочки при ЗПА (включая тяжелые) осуществляется с блочного пункта управления (БПУ). Информация от контрольно-измерительных средств, характеризующих целостность защитной оболочки выводится на показывающие приборы, размещаемые на панели CWL01(мозаичная панель послеаварийного мониторинга).

Датчики, необходимые для контроля состояния целостности защитной оболочки размещены в здании реактора UJA и в межоболочном пространстве UJB. Датчики разных каналов и технические средства ПТК размещены в разных помещениях. Технические средства ПТК размещаются в помещениях технических средств АСУ ТП, мозаичные панели размещаются на БПУ в здании управления UCB.

Всё оборудование для контроля состояния целостности защитной оболочки относится к 1 категории по сейсмостойкости.

Датчики, необходимые для контроля состояния целостности защитной оболочки рассчитаны на диапазоны изменения параметров и выдерживают условия возможные при ЗПА.

Температура в помещениях, в которых размещено оборудование необходимое для контроля состояния целостности защитной оболочки, не выходит за пределы значений,

допустимые для его работы. Контроль целостности защитной оболочки осуществляется оператором посредством следующих средств КИП и сигналов, выводимых на панели ППУ.

1) Показания состояния локализующей арматуры на гермопроходках из контайнмента (закрыто/открыто).

2) Показания АСКГ (автоматизированная система контроля герметичности) шлюзов (торец внешний/внутренний шлюза негерметичен, система АСКГ выключена, система АСКГ неисправна).

3) Показания датчиков АСРК измерения мощности дозы гамма-излучения в контайнменте, позволяющие оценить степень повреждения топлива в активной зоне вплоть до его полного плавления. Предусматриваются четыре устройства детектирования, измеряющие мощность дозы гамма-излучения внутри герметичной оболочки, в том числе во время активной фазы ПА. Эти приборы относятся к 1 категории по сейсмостойкости и классу безопасности ЗН. Три устройства детектирования питаны от соответствующего канала САЭ. Одно устройство детектирования питано от СЭ ЗПА. Диапазон измерений устройств детектирования 10^{-3} - 10^5 Гр/ч. Блоки детектирования устойчивы при температуре +180 °C в течении 2-х суток и при температуре +205 °C в течении 30 минут.

4) Показания датчиков АСРК измерения объемной активности инертных радиоактивных газов (ИРГ) в воздухе промежуточного пространства защитной оболочки, позволяющие оценить степень негерметичности контайнмента при работоспособности системы KLC11/21/31/41 (четыре канала системы питаны от четырех каналов САЭ).

5) Показания датчиков АСКРО на промплощадке АЭС, позволяющие оценить масштаб аварийного выброса из защитной оболочки в окружающую среду при сохранении их работоспособности (питаны от системы электропитания систем НЭ, важных для безопасности).

А также на АРМ СВБУ выводятся показания состояния дверей шлюзов для персонала и транспортного шлюза (торец внутренней/внешней загерметизирован/негерметичен, дверь внутренняя/внешняя открыта/закрыта).

Измерение избыточного давления в контайнменте в аварийных режимах осуществляется 8 датчиками.

Для контроля водородной взрывобезопасности проектом предусмотрена система контроля концентрации водорода (JMU).

Система контроля концентрации водорода состоит из двух одинаковых и полностью независимых один от другого каналов измерения JMU10, JMU20.

В состав каждого канала системы контроля входит восемь комбинированных газоанализаторов водорода и кислорода с датчиком температуры (WS85PLUS), два датчика давления ДАЭ-100Т и аппаратно-программный комплекс «Станция обработки данных СККВ» (СОД СККВ).

Количество точек контроля и места расстановки чувствительных элементов газоанализаторов водорода выбраны на основе результатов анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода в помещениях под герметичной оболочкой.

Диапазон измеряемых концентраций водорода составляет от 0 до 25 % объемных.

Квалификация и анализ функции компонентов системы мониторинга аварийных параметров проводится в соответствии с регламентом проверок, опробований и испытаний. Системы, обеспечивающие мониторинг параметров во время тяжелой аварии, устойчивы к условиям ЗПА.

7.1.3.4. Осуществимость и эффективность мер по управлению авариями в условиях внешних воздействий (землетрясения, затопления)

Для обеспечения выполнения функций безопасности разрабатываются стратегии и

процедуры действий как по недопущению повреждения ядерного топлива, так и по минимизации последствий в случае его повреждения (ИЛА, РУЗА, РУТА). Благодаря использованию симптомно-ориентированного подхода к действиям в случае возникновения аварийной ситуации, применимость указанных инструкций и руководств не ограничивается внешними условиями.

В соответствии с требованиями противоаварийные тренировки, противопожарные тренировки и тренировки по действиям в чрезвычайных ситуациях проводятся с целью:

- отработки навыков действий при нарушениях нормальных условий эксплуатации, в предаварийных ситуациях и при авариях на АЭС;
- отработки навыков взаимодействия персонала в смене, а также с пожарным и медицинским персоналом, членами формирований ГО и других привлекаемых формирований;
- обучения персонала способам предупреждения, предотвращения нежелательного развития, ограничения и ликвидации последствий аварий;
- проверки умения оказывать доврачебную помощь, пользоваться средствами коллективной и индивидуальной защиты, средствами пожаротушения и т.д.;
- отработки организации эвакуации персонала;
- проверки готовности персонала к самостоятельным, быстрым и правильным действиям;
- отработки взаимодействия с руководством Эксплуатирующей организации при объявлении на АЭС состояния «Аварийная готовность» / «Аварийная обстановка».

Руководящий состав Республиканского унитарного предприятия «Белорусская атомная электростанция» и эксплуатационные цеха в достаточной степени комплектуются квалифицированными и опытными кадрами, имеющими высшее и/или среднее специальное образование в соответствующей области и смежных отраслях знаний, а также опыт работы в соответствующей области.

С целью обучения и аварийных тренировок персонала разрабатывается «Комплект программ противоаварийных тренировок для оперативного персонала общестанционный» (BLR1.E.534.0.&&&&&.&&&&.022.PZ.0001).

В данных документах, в частности, будет уделено внимание оценке состояния и степени повреждения оборудования после сейсмического воздействия, скорейшему восстановлению энергоснабжения как от станционных, так и от внеплощадочных источников, использованию и подключению мобильных электрогенерирующих установок. В случае затруднений с доступом персонала для ротации смен на станции, доставкой оборудования (разрывы дорого и прочее) возможно привлечение сил и средств МЧС и Минобороны для восстановления транспортного сообщения.

7.1.3.5. Влияние на различные помещения, используемые кризисными командами или доступ в которые необходим для управления авариями

Для обеспечения управления силами и средствами ликвидации и локализации чрезвычайной ситуации на Белорусской АЭС созданы и находятся в постоянной готовности стационарные пункты управления. К стационарным пунктам управления АЭС относятся защищенные пункты управления противоаварийными действиями атомной станции (ЗПУПД АЭС), города (ЗПУПД Г). Все пункты управления оборудованы автономными технологическими системами жизнеобеспечения в условиях радиационной, химической обстановки, а также оснащены информационными системами, программно-техническими комплексами и средствами связи, системой передачи данных, обеспечены необходимой технической документацией, оргтехникой для обеспечения работы участников аварийного реагирования (КЧС АЭС, группы аварийного реагирования, группа ОПАС).

ЗПУПД АЭС оборудован в отдельно стоящем укрытии (01UYX координаты на

плане АЭС 11А, 6Б) вместимостью 100 укрываемых человек. Предназначен для управления структурными подразделениями АЭС и силами, участвующими в аварийном реагировании на АЭС в ходе локализации и ликвидации последствий ЧС.

ЗПУПД Г оборудован в защитном сооружении (вместимостью 100 укрываемых) на территории города Островец. Предназначен для управления структурными подразделениями АЭС и силами, участвующими в аварийном реагировании в случае, если сложившаяся радиационная обстановка на территории АЭС не позволяет осуществлять управление из ЗПУПД АЭС. В ЗПУПД Г предусмотрены рабочие места для представителей органов управления, а также для руководства оперативных групп других учреждений и организаций, участвующих в аварийном реагировании в соответствии с боевым расчетом ЗПУПД Г.

ЗПУПД АЭС и ЗПУПД Г обеспечиваются:

- средствами индивидуальной защиты;
- медицинским имуществом (в том числе и йодистым калием);
- продовольствием из расчета на 5 суток пребывания.

Кризисные центры, размещаемые в ЗПУПД АЭС и ЗПУПД Г, представляют собой стационарные системно и организационно связанные информационно-управляющие центры противоаварийного планирования и аварийного реагирования. По своему техническому оснащению КЦ АЭС и КЦ Г идентичны друг другу.

Все пункты управления оснащаются автономными технологическими системами жизнеобеспечения в условиях радиационной, химической обстановки, а также оснащаются информационными системами, программно-техническими комплексами и средствами связи, системой передачи данных, обеспечиваются необходимой технической документацией, оргтехникой для обеспечения работы участников аварийного реагирования.

Команду на передачу функций управления противоаварийными действиями из ЗПУПД АЭС в ЗПУПД Г отдает РАР (директор АЭС или лицо, его замещающее).

Данная команда автоматически распространяется на передачу функций по информационной поддержке управления аварийным реагированием с КЦ АЭС на КЦ Г. Оснащенность аварийного центра КЦ Г аналогична оснащенности КЦ АЭС и не требует особых переключений для передачи функций управления.

7.1.3.6. Значительное разрушение инфраструктуры или затопление вокруг энергоблока, которые затрудняют доступ на площадку АЭС

В соответствии с проектом площадка АЭС не подвержена затоплению в период прохождения половодий, паводков, заторов и зажоров.

Однако при разрушении инфраструктуры площадки Белорусской АЭС обладает автономностью, это означает, что АЭС может быть автономно переведена в безопасное состояние и поддерживаться в данном состоянии в течение следующего времени:

1. В режиме потери систем безопасности и систем важных для безопасности (включая обеспечивающие системы расположенные ниже отм. 0.00 а также при отсутствии внешней сети):

– в части РУ: отвод остаточных тепловыделений осуществляется БРУ-А или СПОТ ПГ не менее 72 часов;

– в части БВ: отвод остаточных тепловыделений осуществляется за счет кипения воды (при отказе системы FAK, например, вследствие затопления) в течение не менее 41 часа;

2. В режиме обесточивания АЭС, работа блока при питании от ДГ гарантируется в течение 72 часов, что обусловлено следующим:

- каждый ДГ имеет собственные автономные вспомогательные системы;

- для каждого ДГ предусмотрены баки с запасом дизельного топлива, обеспечивающие работу ДГ САЭ в продолжение 53 часов на номинальной мощности, ДГ СНЭ НЭ в продолжение 29 часов на номинальной мощности;
- сигнализация о состоянии уровня в расходном баке и баке запаса выведена на панели управления;
- масляная система рассчитана для работы в автономном режиме в течение не менее 240 часов;
- на площадке предусмотрено хранение дополнительного количества дизельного топлива на центральном складе дизельного топлива (00UEJ) объемом 1160 м³, (290 м³ для ДГ одного канала САЭ каждого энергоблока), что обеспечивает дополнительный запас на 7 суток для ДГ одного канала САЭ одного энергоблока (этот расчет сделан при расходе 204 г/кВт·ч для одного ДГ).

Предусматривается пополнение баков с запасом топлива из автоцистерн и по трубопроводам из склада запаса дизельного топлива в расходные баки с обеспечением количественного и качественного приема топлива. В режиме полного обесточивания АЭС, если в течение двух суток (48 часов) не удается восстановить электроснабжение потребителей собственных нужд АЭС с выводом ДГ в резерв, предусматривается пополнение дизельным топливом требуемого качества основного и промежуточного складов из региональных пунктов обеспечения нефтепродуктами автомобильным транспортом.

7.1.3.7. Потеря средств (систем) связи

Надежность систем внешней и внутренней связи рассмотрена в разделе 7.1.2.

7.1.3.8. Потенциальные эффекты соседних энергоблоков на площадке размещения АЭС, включая оценку ограниченной доступности подготовленного персонала для управления аварией на нескольких энергоблоках одновременно.

По проекту каждый энергоблок Белорусской АЭС независим, в том числе отсутствует влияние одного блока на другой.

Количество подготовленного персонала является достаточным для одновременного управления аварией на двух энергоблоках.

7.1.3.9. Недоступность энергоснабжения

Эффективность проектных мер при потере электроснабжения рассмотрена в разделе 6.1.1.

7.1.4 Заключение об адекватности организационных мер по управлению авариями

На Белорусской АЭС осуществляется всеобъемлющая работа по реализации системы управления запроектными (включая тяжелые) авариями для обеспечения 4 уровня глубокоэшелонированной защиты. Функционирование и связь систем управления авариями и аварийной готовности основывается на устойчивой совокупности организационных и технических мер, а также стремлении к достижению высокого уровня культуры безопасности, личной ответственности каждого сотрудника. Утверждены и выполняются планы по своевременному набору и подготовке достаточного количества высококвалифицированного персонала; в соответствии с решением Совета Министров Республики Беларусь создается система ситуационно-кризисных центров.

Разрабатываются инструкции по ликвидации аварий, руководства по управлению запроектными и тяжелыми авариями.

На Белорусской АЭС имеется учебно-тренировочный центр, оснащенный

необходимыми тренажерами, методиками и учебными материалами для подготовки персонала и отработки ими действий в аварийных ситуациях Предусмотрена возможность реализации мер по управлению тяжелыми запроектными авариями с БПУ, РПУ, кризисного центра станции. Проектом обеспечиваются необходимые и достаточные меры для обеспечения живучести и автономности указанных объектов. Предусмотрены необходимые меры в части управления запроектными авариями и аварийной готовности и реагирования Предусматривается стратегия управления запроектными авариями и минимизации их последствий, реализуемых в руководствах по управлению запроектными и тяжелыми авариями.

В составе РУЗА, РУТА предусматриваются процедуры для состояний останова энергоблоков, в том числе со снятой крышкой реактора, управления авариями при повреждении топлива в бассейне выдержки. Предусмотрены меры аварийного реагирования на площадке и за ее пределами, привлечение сил (в том числе внешних по отношению к персоналу АЭС) и средств для минимизации последствий тяжелых аварий.

Информация о подготовке и тренировках персонала, планируемых учениях и подготовке специалистов, а также противоаварийных тренировках приведена в «Комплекте программ противоаварийных тренировок для оперативно персонала», BI.RI F. 534 &&&&&&&&& 022 Р7. 0001.

В проекте Белорусской АЭС предусмотрено необходимое и достаточное количество мер, которые будут разработаны в РУЗА, РУТА. Сооружения гражданской обороны расположены в соответствии с требованиями нормативных документов Республики Беларусь с учетом нормативного радиуса сбора укрываемых в местах наибольшего сосредоточения персонала и зон разрушений.

Все защитные сооружения в своем составе имеют запасные и аварийные выходы. Разбор завалов на путях эвакуации, расчистка входов защитных сооружений осуществляется имеющимися силами и средствами сводной спасательной команды АЭС, а так же привлекаемыми силами и средствами для проведения аварийно-спасательных и других неотложных работ.

Таким образом, прилагаемые усилия для обеспечения работоспособности 4 и 5 уровней глубокоэшелонированной защиты являются достаточными.

7.1.5 Меры, которые могут быть предусмотрены для повышения возможностей по управлению авариями

Несмотря на то, что существует несколько разнообразных систем для реализации каждой из стратегий управления авариями, существуют области для дальнейшего совершенствования в части мер управления запроектными (включая тяжелые) авариями. Принятие дополнительных технических мер и внедрение инструкций по их использованию для обеспечения функций безопасности в случае потери проектных систем увеличит возможности станции управлять развитием запроектных аварий на тяжелой стадии их развития.

В области административных вопросов управления тяжелыми авариями после определения полного перечня исходных событий тяжёлых аварий по результатам ВАБ возможна доработка РУЗА, РУТА для всех состояний энергоблоков, в том числе со снятой крышкой реактора, управления авариями при повреждении топлива в бассейне выдержки. Конечной целью указанной деятельности должно являться обеспечение охлаждения активной зоны реактора и отработавшего топлива в бассейне выдержки, также исключениеadioактивных выбросов. Также целесообразен регулярный пересмотр разрабатываемых ИЛА, РУЗА, РУТА.

Для усиления мер по управлению запроектными авариями рекомендуется ряд мероприятий, например:

- организационные мероприятия для обеспечения более эффективного использования имеющихся возможностей или определение дополнительных мер, так

называемых кризисных планов, их материально-технического и кадрового обеспечения, для управления непредвиденными ситуациями, которые тем не менее гипотетически могут возникнуть на АЭС. В частности, одновременное воздействие нескольких факторов на всю площадку станции, потеря ситуационно-кризисных центров и центров управления, потеря систем связи оповещения, вынужденная необходимость реализации высокорискованных мер и решений и прочее;

- реализация дополнительных технических мер для обеспечения организационной поддержки мер по управлению авариями, в частности, доступность ресурсов различных гражданских структур и организаций за пределами площадки станции, противопожарного оборудования, убежищ гражданской обороны, помещений, пригодных для размещения кризисных центров;

- разработка и реализация дополнительных мер для обеспечения длительной устойчивости каналов связи и взаимодействия между различными компонентами системы управления авариями и аварийного реагирования как на площадке станции, так и вне ее.

7.2 Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла на различных стадиях аварии

В данном разделе приведены общие сведения об организации управления и ликвидации последствий аварий с потерей конечного поглотителя тепла.

7.2.1 Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла до начала тяжелого повреждения ЯТ

В проекте Белорусской АЭС рассмотрены меры по управлению запроектными авариями. На стадии развития до начала тяжелой фазы аварии, определяемой по превышению температуры над активной зоной, некоторой предельной величины, меры по управлению регламентируются РУЗА. Действия по управлению запроектными авариями до начала тяжелого повреждения ЯТ должны быть направлены на:

- обеспечение подkritичности реактора (быстрая остановка и поддержание активной зоны реактора в подkritичном состоянии). Максимальная температура повторной критичности при введении всех ОР СУЗ (за исключением одного наиболее эффективного) на конец кампании при стационарном отравлении без борной кислоты в теплоносителе приведена в [31].

- расхолаживание реакторной установки;
- обеспечение надежного теплоотвода от активной зоны и топлива в БВ в процессе аварии, а также после стабилизации параметров в послеаварийном состоянии;
- обеспечение целостности системы первого контура (защита от превышения давления, гидроударов, термических нагрузок);
- обеспечение целостности контайнмента;
- минимизация выхода радиоактивных веществ.

Для обеспечения выполнения функции безопасности – охлаждение активной зоны стратегия действий оператора должна быть направлена на:

- обеспечение длительной работоспособности СПОТ ПГ путем поддержания запаса воды в баках системы;
- в случае исчерпания запаса воды в баках СПОТ отвод тепла от первого контура может быть осуществлен путем выпаривания воды из ПГ с использованием БРУ-А или ИПУ ПГ;
- защиту первого контура от превышения давления, а также снижение давления первом контуре, при котором обеспечивается подача в реактор борного раствора от емкостей САОЗ, за счет работы ИПУ КД и системы аварийного газоудаления;

после исчерпания запаса борного раствора в емкостях САОЗ и в случае невозможности подпитки реактора альтернативными источниками – снижение давление в первом контуре до 1,0 МПа и менее за счет работы ИПУ КД и системы аварийного газоудаления с целью обеспечения условий, при которых будет обеспечено надежное охлаждение кориума в устройстве локализации расплава.

Для исключения перехода аварии на тяжелую стадию, основной задачей на данной фазе аварии является восстановление функции безопасности – охлаждения активной зоны.

Использование в проекте пассивных систем безопасности повышает надежность АЭС, т.к. к авариям с повреждением активной зоны могут привести только исходные события – некомпенсируемые течи первого контура. Нарушение теплоотвода от второго контура при отказе СПОТ ПГ является достаточно маловероятным событием, снижающим вероятность аварии на 3 порядка. Таким образом, основной задачей на данном этапе развития аварии является восстановление запаса теплоносителя в активной зоне реактора.

Подача воды в активную зону реактора осуществляется до момента диагностирования перехода аварии в тяжелую фазу.

В проекте Белорусской АЭС принято, что переход аварии в тяжелую фазу ее развития происходит при достижении температуры +650°C (по предварительным оценкам) над активной зоной предельного значения. С этого момента изменяются задачи оперативного управления. Задачи по компенсации потери теплоносителя 1 контура и по восстановлению функции охлаждения активной зоны отменяются, действия оператора направлены на обеспечение выполнения контейнером своих локализующих функций. Оперативными целями управления после наступления данной фазы аварии являются мониторинг процесса аварии, контролирование работы оборудования, задействованного в управлении ТА, и, по необходимости, коррекции его работы.

Превышение указанной температуры приводит к дальнейшему разогреву ядерного топлива, повышению его температуры до значений, при которых начинается интенсивная паро-циркониевая реакция, являющаяся дополнительным источником тепла, и, в конечном счёте, к разрушению топлива.

Для контроля температуры теплоносителя, а также контроля температуры реактора (активной зоны) в аварийном состоянии используются сборки внутриреакторных детекторов (СВРД), в которых измерение температуры выполняется с помощью термоэлектрических кабельных преобразователей.

Управление проектными авариями рассматривается как:

- событийно-ориентированные процедуры действий персонала по ликвидации аварий;
- симптомно-ориентированные процедуры действий персонала по ликвидации аварий (в части процедур оптимального восстановления).

Событийно-ориентированные процедуры применяются при срабатывании АЗ реактора и /или систем безопасности или появления условий на их срабатывание и до возникновения нарушения критических функций безопасности.

Симптомно-ориентированные процедуры применяются после срабатывания АЗ реактора и /или систем безопасности или появления условий на их срабатывание и до возникновения нарушения критических функций безопасности, но только в случае, если:

- оперативный персонал не смог определить, какую из событийно-ориентированных процедур применить;
- произошло наложение и сходных событий и оперативный персонал не смог определить, какую из событийно-ориентированных процедур применить в первую очередь;
- применение событийных процедур не приводит к предполагаемым последствиям.

Целью пошаговых действий персонала является контроль проектного протекания режима, алгоритма работы автоматики, диагностирование нарушения или аварии и

перевод энергоблока в безопасное состояние, а в случае отказа автоматики выполнение этих действий дистанционно с БПУ (РПУ) или вручную по месту.

Местонахождение и действия оперативного персонала смены определяются должностными и эксплуатационными инструкциями и распоряжениями оперативного руководителя. Схема оперативного подчинения дежурного персонала смены Белорусской АЭС приведена на рисунке 7.1.1.1.

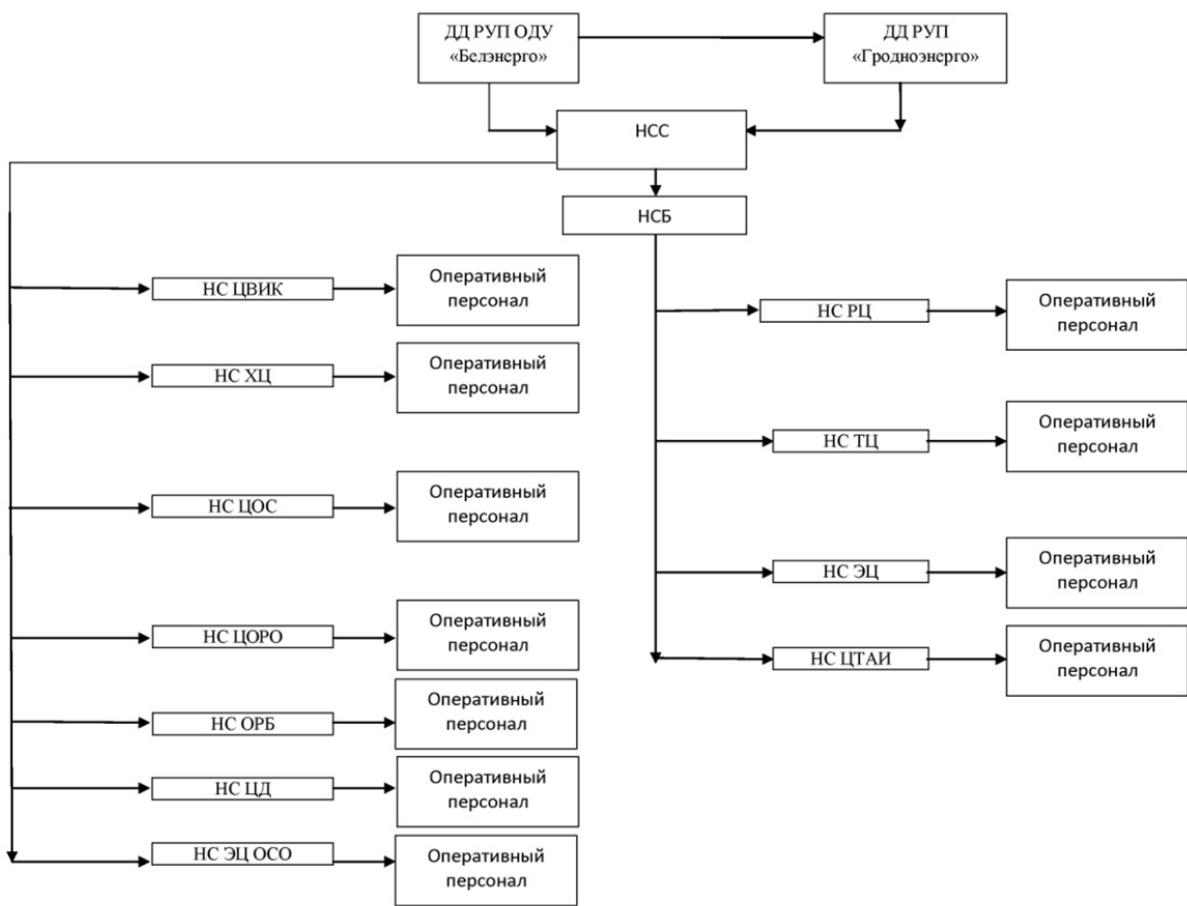


Рисунок 7.1.1.1 – Схема оперативного подчинения дежурного персонала смены Белорусской АЭС

Прием и передача смены до восстановления безопасного состояния реакторной установки или соответствующего указания оперативного руководителя запрещается. Персонал прибывшей смены поступает в распоряжение оперативного руководителя и выполняет его указания.

Дальнейшие действия после перевода РУ в стабильное безопасное состояние определяются отдельным решением уполномоченных органов по результатам расследования причин и последствий аварии.

На основании анализа причин аварии составляется план-график ликвидации аварий, который утверждается главным инженером станции.

Ликвидация последствий аварий на «грязных» технологических системах начинается с дезактивации помещений и оборудования с целью обеспечения допустимой радиационной обстановки для проведения ремонтных работ. После ликвидации аварии системы станции проходят пусконаладочные работы, испытания, по результатам которых составляют акт ввода системы (оборудования) в эксплуатацию. Акт ввода системы (оборудования) в эксплуатацию после ликвидации аварии утверждается главным инженером станции.

В соответствии с инструкциями, рассмотренными в ИЛА предусмотрены переходы в РУЗА (при превышении определенных критериев).

«Руководство по управлению запроектными авариями» определяет действия персонала по управлению запроектными авариями в целях предотвращения разрушения физических барьеров на пути распространения продуктов деления и ослабления последствий ЗПА и предназначено для применения на БПУ и РПУ .

Основной целью управления запроектными авариями является предупреждение неконтролируемого выхода радиоактивных продуктов за установленные проектом

границы. Эта цель достигается последовательной реализацией концепции глубоко эшелонированной защиты или концепции множественных барьеров.

Сохранность защитных барьеров обеспечивается выполнением следующих условий:

- быстрая остановка реактора и поддержание активной зоны в подкритическом состоянии;
- теплоотвод от активной зоны в процессе аварии, а также после стабилизации параметров в после аварийном состоянии;
- отвод тепла от реакторной установки;
- защита первого контура от превышения давления, гидроударов, термических нагрузок;
- локализация последствий аварии за счет герметизации оболочки реакторного отделения для сведения к минимуму радиологических последствий,
- удержания радиоактивных продуктов в установленных границах и количествах.

Если возникнет ситуация, при которой нарушается КФБ, необходимо немедленно выполнить действия по восстановлению этой КФБ до нарушения целостности соответствующего барьера.

Для смягчения последствий запроектных аварий предлагаются к выполнению следующие организационные и технические мероприятия:

оценка документации по действиям персонала в случае развития аварийных ситуаций при землетрясениях, сейсмического воздействия выше проектного;

в документацию по действиям персонала включить разделы, предусматривающие меры для решения задач по диагностике состояния станции, восстановлению условий нормальной эксплуатации, восстановлению нарушенных функций безопасности и предотвращения или ограничения последствий повреждения активной зоны: Технологический регламент, Инструкцию по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководство по управлению запроектными авариями, Руководство по управлению тяжелыми авариями, а так же План мероприятий по защите персонала в случае аварии, где будут приведены разделы, предусматривающие меры для решения задач:

контроль работы действия алгоритмов функций безопасности;

обеспечение остановки энергоблока при прохождении сигнала АЗ, как автоматическими действиями (как основной метод решения задачи), так и управляющими действиями персонала;

использование, при необходимости, корректирующих действий персоналом;

поддержание активной зоны под заливом теплоносителя и обеспечение его циркуляции;

приведение энергоблока в конечное состояние, действиями персонала, позволяющее выполнить восстановительные работы;

управление оборудованием систем НЭ, систем важных для безопасности, для приведения энергоблока в конечное безопасное состояние и для ограничения радиационных последствий нарушений и аварий;

надежное поддержание резервными средствами управления заданного режима АЭС, при отказе основного вида управления, в течение регламентируемого времени на восстановление отказа;

оценка степени разрушений на АЭС, вызванных землетрясением;

сохранение или восстановление функций систем и оборудования при разрушениях вызванных землетрясением;

локализации развития аварий с обеспечением пределов безопасной эксплуатации за счет обеспечения подкритичности активной зоны, сохранения ее под заливом теплоносителя (с учетом предусмотренных проектных запасов, быстродействия и эффективности защитных систем);

обеспечения целостности ненарушенных физических барьеров;

достижение конечного состояния, при котором прекращена цепная реакция деления, обеспечена подkritичность реактора и исключена повторная критичность активной зоны, в том числе с учетом ее возможного повреждения;

предотвращение (ослабление) тяжелого повреждения топлива, как автоматическими действиями систем, так и управляющими действиями персонала;

предотвращение повреждения корпуса реактора и оборудования первого контура;

предотвращение повреждения защитной оболочки;

предотвращение тяжелого повреждения активной зоны и снижения последствий тяжелого повреждения активной зоны;

ограничение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду;

организацию управлением авариями на площадке размещения АЭС.

Более подробные организационные и технические мероприятия будут рассмотрены и представлены в РУЗА, РУТА.

«Руководство по управлению запроектными авариями» определяет действия персонала по управлению запроектными авариями в целях предотвращения разрушения физических барьеров на пути распространения продуктов деления и ослабления последствий ЗПА и предназначено для применения на БПУ и РПУ.

Управление запроектной аварией формирует один из уровней защиты физических барьеров на пути распространения радиоактивных материалов и содержит действия, направленные на предотвращение перехода любых проектных аварий в запроектные и на ослабление последствий запроектных аварий. Для этих действий используются любые имеющиеся в работоспособном состоянии технические средства, предназначенные как для обеспечения безопасности при проектных авариях, так и для нормальной эксплуатации.

При большом количестве возможных вариантов протекания запроектных аварий использование «событийного» подхода для организации управления запроектными авариями является невозможным. Принципиально невозможно охватить весь перечень запроектных аварий с учетом возможного наложения множественных отказов и сложности диагностирования аварий. «Событийный» подход применим для организации управления простых, легко распознаваемых, учитываемых проектом аварий.

Поэтому при разработке РУЗА используется «симптомно-ориентированный» подход. Преимущество «симптомно-ориентированного» подхода в таких режимах заключается в направленности действий персонала на защиту физических барьеров без привязки к конкретным событиям и отказам, а исходя из фактического состояния РУ и оборудования по ключевым критериям.

Основными задачами управления тяжелыми авариями являются:

- поддержание герметичности и целостности четвертого физического барьера (защитной оболочки) как последнего барьера на пути распространения радиоактивных веществ;

- ограничение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

Стратегия по управлению тяжелой аварией, реализуемая в проекте предполагает:

- защита контайнмента от всех физических воздействий, которые возникают при тяжелой аварии и могут приводить к нагрузкам, нарушающим его целостность и герметичность;

- перевод АЭС в контролируемое состояние в начальный ее период, с целью предотвращения повреждения защитной оболочки и реализации превентивных мер по снижению радиационного воздействия;

- перевод АЭС в управляемое и безопасное состояние, как только функционирование необходимых для этого систем будет восстановлено; основной задачей при этом является снижение давления и температуры в контайнменте, а также снижение концентрации радиоактивных веществ в атмосфере контайнмента, с целью

снижения радиоактивных выбросов в окружающую среду в случае нарушения целостности защитной оболочки .

Проектом предусмотрены 5 уровней ГЭЗ. Для условий тяжелых аварий актуальны следующие уровни ГЭЗ:

- Уровень 4. Ограничение выбросов при тяжелых авариях. На четвертом уровне осуществляется смягчение последствий тяжелых аварий с целью ограничения выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду;

- Уровень 5. Уменьшение последствий. На пятом уровне осуществляются мероприятия по ограничению направленного на население радиоактивного излучения в случаях, когда произошли значительные выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду.

Для управления тяжелыми авариями в проекте предусматривается комплекс технических и организационных мер, направленных на перевод АЭС в контролируемое и управляемое состояния. Применяемые средства по возможности независимы от средств, применяемых на 1-3 уровнях ГЭЗ.

7.2.2 Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла после начала тяжелого повреждения ЯТ

В принятой концепции управления тяжелой аварии действия оператора регламентированы в РУТА. Управление тяжелыми авариями предполагается осуществлять за счет действий персонала. Диагностика состояния РУ, на основе которой будет приниматься решение о переходе к управлению тяжелыми авариями, осуществляется с БПУ, средства диагностики находятся на надежном питании, обеспечивающим работу в течение: от аккумуляторов – 24 часа, от передвижного ДГ – не менее 72 часов.

При разработке РУТА для АЭС с РУ ВВЭР наибольшее внимание уделяется следующим стратегиям:

- подача воды в первый контур;
- обеспечение подkritичности расплава;
- снижение давления в первом контуре;
- снижение давления в парогенераторе и расхолаживание через БРУ-А (в случае неработоспособности СПОТ ПГ);
- расхолаживание за счет отвода тепла через СПОТ ПГ;
- подача воды в БВ;
- подача воды в СПОТ ЗО;
- локализация расплава в УЛР;
- уменьшение выброса продуктов деления.

При этом исключаются из рассмотрения стратегии ограниченного действия.

Следующим этапом реализации стратегий РУТА является обеспечение целостности ЗО и ограничение выбросов.

Одной из мер управления ТА также является недопущение возникновения взрывоопасной водородо-паро-воздушной смеси за счет инертизации атмосферы паром (повышение концентрации пара в контейнере).

Подходы к обеспечению подачи воды в реактор при тяжелых авариях:

1. подача воды в 1 контур РУ при значительной степени деградации активной зоны в случае восстановления функции подпитки 1 контура, может привести к активизации пароциркониевой реакции и увеличению выброса водорода в контейнер.

2. при значительной степени разрушения активной зоны и образовании бассейнов расплава, подача воды в активную зону не сможет остановить разрушение корпуса реактора, и подача воды в активную зону опасна с точки зрения опасности парового взрыва при разрушении корпуса реактора.

3. решение о подаче воды в частично разрушенную активную зону принимается оператором в зависимости от температуры над активной зоной, характеризующей степень ее разрушения. Данный алгоритм обосновывается в РУТА.

Сброс давления в первом контуре для исключения выхода расплава за пределы корпуса реактора под высоким давлением в соответствии с принятой стратегией управления ТА осуществляется путем открытия клапанов САГ, ИПУ КД оператором. Порядок действий оператора для открытия клапанов САГ и ИПУ КД отражается в РУТА.

7.2.3 Меры по управлению авариями с потерей конечного поглотителя тепла после отказа корпуса ядерного реактора

После разрушения корпуса реактора ТА переходит на внекорпусную стадию.

Основная задача управления после отказа (проплавления) корпуса реактора - обеспечить перемещение кориума в УЛР и его долгосрочное удержание до полного расхолаживания.

Основными функциями, выполнение которых обеспечивает УЛР при возникновении тяжелой запроектной аварии, являются:

- предотвращение выхода кориума за установленные границы зоны локализации;
- гарантированное охлаждение расплава кориума;
- обеспечение подkritичности кориума в бетонной шахте;
- минимизация выброса радиоактивных веществ и водорода в пространство герметичной оболочки.

Расчетное обоснование эффективности работы УЛР при тяжелых запроектных авариях было проведено на примере течи Ду850, как сценария характеризующегося максимальной энергетикой поступающего в УЛР расплава кориума. Эксплуатирующая организация представила в Госатомнадзор результаты расчетного анализа, из которых следует, что УЛР способна выполнять свои проектные функции, а именно:

- максимальный тепловой поток с цилиндрической части корпуса, наблюдаемый на 19 220 секунде с момента начала аварии, не превышает $0,56 \text{ МВт}/\text{м}^2$, что обеспечивает запас до кризиса теплообмена корпуса теплообменника более чем в 2,5 раза и гарантирует эффективное захолаживание кориума;
- свободный объем внутри корпуса УЛР достаточен для размещения всего объема кориума из реактора. При этом обеспечивается уровень расплава, не превышающий минимальный уровень охлаждения стенки корпуса;
- подача воды на поверхность расплава осуществляется пассивным способами происходит после инверсии расплавов.

Снижение давления в контейнере происходит при работе СПОТ ЗО за счет испарения воды баков аварийного отвода тепла (БАОТ). Запасы воды в БАОТ рассчитаны на период 24 часа после начала аварии. По истечении данного периода необходимо принять меры по восполнению запасов воды от источников, расположенных за пределами контейнера – баки LCU. Данная мера необходима для поддержания давления в ЗО неограниченно долгое время.

Организация подпитки БАОТ осуществляется оператором с БПУ и РПУ. Уровень охлаждающей воды в БАОТ контролируется по уровнемеру.

Для связывания изотопов радиоактивного йода и снижения радиоактивного выброса из контейнера предполагается ввод щелочного раствора в баки-приямки ЗО. Подача щелочи реализуется действием оператора.

Одной из основных угроз для целостности последнего барьера безопасности контейнера является детонация водородо-паро-воздушной среды в помещениях контейнера.

Недопущение возникновения взрывоопасной концентрации водородо-паро-воздушной смеси достигается за счет работы системы JMT. Система подавления водорода

(JMT) является полностью пассивной, а входящие в ее состав автокаталитические рекомбинаторы не требуют электрического питания. Другой мерой для недопущения возникновения взрывоопасной концентрации водородо-паро-воздушной смеси является инертизация атмосферы паром (повышение концентрации пара в контейнере) за счет следующих действий:

- управление работой спринклерной системы.
- открытие САГ и ИПУ КД.
- контроль скорости расхолаживания реакторной установки.

Наиболее консервативным сценарием, с точки зрения раннего разрушения корпуса реактора, является сценарий «Двусторонний разрыв ГЦК Ду 850 с отказом активной части САОЗ». Для данного сценария время оголения верха активной зоны составляет - 860с, время разрушения корпуса реактора и выход первой порции расплава в УЛР - 6330 с. Таким образом, запас времени с момента оголения верха активной зоны до выхода расплава за пределы корпуса реактора составляет 5470 с.

7.3 Поддержание целостности ЗО после начала тяжелого повреждения ЯТ (вплоть до расплавления активной зоны) в активной зоне реактора

7.3.1 Предотвращение тяжелого повреждения (плавления) ЯТ при высоком давлении

Высокое давление в корпусе реактора на момент его разрушения может повлечь прямой нагрев контейнера за счет диспергирования топлива при его выходе в шахту реактора.

Расхолаживание первого контура при помощи БРУ-А или СПОТ ПГ, а также использование систем для сброса давления при тяжелых авариях (САГ и ИПУ КД) позволяет интенсивно снизить давление в 1 контуре РУ и исключает возможность развития сценария ТА с разрушением корпуса при высоком давлении.

В ОБ Белорусской АЭС выполнен анализ теплофизических параметров в РУ и контейнере при тяжелых авариях для сценариев аварий с потерей теплоносителя первого контура в контейнер. Во всех рассмотренных сценариях повреждение корпуса при высоком давлении исключено, т.к. перепад давления между контейнером и корпусом реактора на момент разрушения стенки реактора крайне мал (не превышает 10 Па).

В случае, если изложенных выше мер будет недостаточно для снижения давления после начала тяжелой фазы аварии (например, отказа систем, снижающих давление), имеется возможность снижения давления в 1 контуре РУ путем открытия клапанов САГ и ИПУ КД. Соответствующее обоснование приведено в ОБ Белорусской АЭС.

САГ состоит из трубопроводов и установленной на них арматуры, и осуществляет отвод парогазовой смеси в барботер или под герметичную оболочку:

- из-под крышки реактора;
- из коллекторов первого контура парогенераторов;
- из компенсатора давления.

Удаляемая парогазовая смесь направляется в барботер путем открытия соответствующей арматуры.

7.3.2 Управление концентрацией водорода внутри ЗО

Поступление водорода и других горючих газов в контейнер через течь приводит к опасности образования взрывоопасных смесей. Наиболее неблагоприятная ситуация может сложиться при достижении концентраций компонентов парогазовых смесей, при которых возможна детонация.

Подробный анализ возможных режимов горения представлен в ООБ Белорусской АЭС и техническом отчете.

Уменьшение количества водорода в контейнере происходит за счет катализитического окисления на рекомбинаторах водорода (JMT). Существующая система датчиков позволяет получить информацию по концентрациям кислорода и водорода, оценить опасность возникновения высокой концентрации водорода. Система подавления водорода (JMT) является полностью пассивной, размещение и общее количество рекомбинаторов выбирается по результатам расчетного анализа.

Дополнительно, для управления водородной ситуацией, используется ряд мер, направленных на повышение концентрации водяного пара в контейнере и на перераспределение водорода между помещениями контейнера:

- управление работой спринклерной системы;
- открытие клапанов системы САГ и ИПУ КД;
- отключение СПОТ ПГ для увеличения количества пара в контейнере;

Отключение спринклерной системы является одной из мер по управлению водородной ситуацией, путем регулирования количества пара в контейнере выполнением работы спринклерной системы. Увеличение количества пара в контейнере осуществляется путем управления работой спринклерной системы оператором.

Открытие САГ и ИПУ КД.

Для перераспределения водорода между боксами контейнера в проекте используется САГ и ИПУ КД. Открытие клапанов САГ и ИПУ КД позволяет перераспределить водород, образовавшийся в реакторе в ходе пароциркониевой реакции, в бокс удаленный от течи. Более равномерное распределение водорода улучшает водородную ситуацию в помещениях контейнера, снижая вероятность детонации воздухо-водородной смеси.

Для управления водородной ситуацией на данной стадии используется: отключение спринклерной системы, уменьшение скорости расхолаживания РУ через 2-й контур отключением части каналов СПОТ ПГ, открытие клапанов ИПУ КД и САГ.

Управление водородной ситуацией при помощи спринклерной системы и открытия САГ и ИПУ КД осуществляется оператором. Арматура системы аварийного газоудаления управляет дистанционно оператором. Мониторинг состояния парогазовой среды в контейнере осуществляется при помощи датчиков водорода, кислорода, датчиков давления и температуры, установленных в помещениях контейнера.

Отключение СПОТ ПГ.

СПОТ ПГ в проекте Белорусской АЭС используется для длительного отвода остаточного тепла активной зоны конечному поглотителю через второй контур при запроектных авариях, в тяжелых авариях его работа учитывается, т.к. система использует пассивный принцип работы. Отвод тепла через 2 контур в БАОТ при функционировании СПОТ ПГ уменьшает количество генерируемого в 1 контуре пара, и, следовательно, отключение СПОТ ПГ вызывает противоположный эффект.

По сигналу «Угроза возникновения тяжелой аварии» оператор отключает СПОТ ПГ.

Если система СПОТ ПГ осуществляет расхолаживание первого контура (например, при сценариях с полным обесточиванием), отключение СПОТ ПГ осуществляется автоматически после падения давлений в первом контуре РУ до значений, исключающих развитие сценариев, связанных тяжелым повреждением корпуса реактора при высоком давлении.

На финальной стадии тяжелой аварии, где работа СПОТ ПГ эффективна, инертизация среды контейнера не актуальна.

Таким образом, для управления водородной ситуацией в контейнере можно рекомендовать следующую последовательность действий:

1. При тяжелых авариях типа «Большая течь первого контура с отказом активной части САОЗ» достаточной мерой по управлению водородной ситуацией является отключение спринклерной системы; для аварий такого же типа, но с полным обесточиванием управления не требуется.

2. При тяжелых авариях типа «Средняя и малая течь первого контура с отказом активной части САОЗ» отключения спринклерной системы для управления водородной ситуацией недостаточно, поэтому требуются дополнительные меры, направленные на инертизацию контайнмента паром - управление скоростью расхолаживания РУ, либо используя БРУ-А, либо уменьшив количество каналов СПОТ ПГ, работающих на расхолаживание РУ; аналогичные меры по управлению скоростью расхолаживания РУ могут потребоваться при тяжелых авариях типа «Средняя и малая течь первого контура с полным обесточиванием».

7.3.3 Предотвращение разрушения ЗО вследствие повышения давления

Существует несколько потенциальных опасностей ведущих к разрушению защитной оболочки высоким давлением:

паровые взрывы на внутри- и внекорпусной стадии развития ТА; нагружение контайнмента за счет выброса массы и энергии на внутри- и внекорпусной стадии развития тяжелой аварии.

Паровые взрывы на внутри и внекорпусной стадии ТА

В результате парового взрыва внутри корпуса реактора возможно повреждение защитной оболочки через ее пробивание летящими предметами, что можно классифицировать как процесс раннего радиационного выброса в атмосферу.

Опасность парового взрыва возникает при деградации активной зоны за счет взаимодействия разогретых обломков топлива и остатков теплоносителя в корпусе реактора.

Принятые в проекте конструктивные и организационные меры направлены на минимизацию возможности интенсивного взаимодействия расплава кориума с водой и исключение диспергирования расплава после его выхода из корпуса реактора.

Минимизация интенсивного взаимодействия при попадании кориума в воду достигается за счет конструктивных особенностей корпуса реактора и запрета на подачу воды в активную зону при диагностировании наступления тяжелой фазы развития аварии.

Для предотвращения внекорпусных паровых взрывов, необходимо отсутствие воды во внутренней полости УЛР при попадании туда первых порций кориума. Это обеспечивает конструкция предохранительной мембранны на корпусе УЛР.

Нагружение контайнмента за счет выброса массы и энергии на внутри- и внекорпусной стадии развития тяжелой аварии

Для аварий с большими и средними течами существует первоначальный пик давления, определяемый расходом пара из РУ. По мере снижения выброса из РУ превалирующими становятся процессы конденсации, и давление в помещениях контайнмента начинает снижаться.

Объем контайнмента рассчитан на выброс теплоносителя при аварии с разрывом ГЦК, следовательно, на начальном этапе аварии не требуется управляющие действия по снижению давления. Температура на данном этапе развития аварии не превышает температуру насыщения при соответствующем давлении.

Результаты расчетного анализа показали, что абсолютное давление в контайнменте не превышает 0,5 МПа, что соответствует предельно допустимому давлению для контайнмента в условиях ТА. Из анализа известно, что максимальный начальный пик давления (до 400000 Па) возникает при сценарии с течью Ду 850, при аварии с течью Ду 346 максимальное давление составляет порядка 350000 Па на всем протяжении аварии, течь Ду 80 характеризуется более низким максимальным давлением.

Ограничение роста давления достигается работой СПОТ ЗО, отводящей часть тепла из контейнмента в атмосферу через испарение воды БАОТ.

Расчетный анализ позднего нагружения контейнмента, выполненный для тяжелых аварий с течью теплоносителя под защитную оболочку и выпариванием бассейна выдержки, показал, что работа СПОТ ЗО позволяет ограничить рост давления на внекорпусной стадии аварии и не превысить проектных пределов по давлению. При проведении расчетов учитывался выброс теплоносителя из разрыва (внутрикорпусная стадия), выход пара из УЛР (внекорпусная стадия) и дополнительный источник пара за счет кипения бассейна выдержки.

Прочностные расчеты контейнмента для проекта АЭС 2006

При избыточном давлении под оболочкой наблюдается следующий переход от упругого состояния канатов предварительного натяжения к пластическому:

- от 0 до 0.5 МПа наблюдается линейное возрастание напряжения;
- от 0.5 до 0.94 МПа зависимость напряжения от давления имеет нелинейный вид;
- при 0.94 МПа напряжение достигает предела текучести, условный обрыв каната.

При давлении, равном 1.17 МПа, напряжения в арматуре достигают предела текучести, что является моментом потери ЗО несущей способности. Повреждение бетона достигает 1 при давлении около 0.8 МПа. Повреждение внутренней поверхности достигает 1 при давлении около 0.98 МПа. Поскольку облицовка является сварной конструкцией, консервативно можно считать, что при давлении, соответствующем появлению сквозных трещин в бетоне, возможна локальная потеря герметичности облицовки вследствие ее разрыва. С учетом коэффициента запаса по повреждению 1.3 критическое давление для герметичности составляет 0.89 МПа.

7.3.4 Предотвращение повторной критичности

Эксплуатирующей организацией представлен анализ тяжелой аварии, сопровождающейся полным разрушением активной зоны, проплавлением корпуса реактора, попаданием расплава кориума в УЛР с его последующим охлаждением, имеет место глобальное изменение конфигурации и температуры делящегося материала.

Для выполнения анализа критичности был использован подход, опубликованный в работах НИЦ «Курчатовский институт» [31]. Он включает:

- выделение ряда базовых состояний, через которые проходит разрушение активной зоны и охлаждение кориума в УЛР;
- для каждого базового состояния определяется набор параметров, влияющих на величину Кэфф, и делается оценка областей их возможных значений;
- в случае отсутствия достоверной информации о значениях параметров, используется наиболее консервативный подход;
- необходим учет возможности внешнего воздействия, приводящий к увеличению величины Кэфф, например, залив не борированной воды.

В качестве базовых состояний, на внутрикорпусной стадии аварии, рассматриваются:

- в качестве исходного состояния активной зоны до начала аварии, выбирается состояние соответствующее максимальному запасу реактивности;
- активная зона после срабатывания аварийной защиты;
- осущененная активная зона, разогрев, сохраняется стержневая структура;
- образование керамической засыпки, и сохранение остатков ТВС;
- расплав керамической засыпки;
- расплав на днище корпуса реактора.

На внекорпусной стадии аварии рассматриваются:

- расплав кориума до инверсии;
- расплав кориума после инверсии;
- растрескивание застывшего кориума на финальной стадии охлаждения.

Максимальное обогащение топлива по ^{235}U в АЭС-2006 составляет 4,95% (процент от единиц массы). Топливо с таким обогащением, в количестве, загружаемом в активную зону в отсутствии замедлителя, характеризуется значениями Кэфф меньше единицы независимо от температуры топлива и его конфигурации. Наличие примесей из конструкционных материалов в расплаве топлива ведет только к снижению величины Кэфф.

Выводы относительно критичности на внутри корпусной стадии аварии, полученные ранее для атомных станций типа АЭС-2006, учитывающих максимальное обогащение 4,95%, следующие:

- активная зона будет находиться в подкритическом состоянии на всех характерных этапах ее деградации при отсутствии в ней воды на уровне расположения топлива;
- залив в активную зону воды допустим только с содержанием борной кислоты не менее 16 г/дм³.

Расчеты критичности на внекорпусной стадии были выполнены [31] по программе TDMCC, реализующей метод Монте-Карло для моделирования переноса нейтронов, и созданной во ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ».

Выше было отмечено, что в работе УЛР можно выделить три стадии. При этом две первые из них очень похожи, с точки зрения расчета Кэфф. Действительно на этих стадиях делящийся материал с примесью жертвенных и конструкционных материалов представляет собой гомогенную среду, вода присутствует между корпусом УЛР и бетонной шахтой, в дальнейшем она также подается на поверхность расплава для его охлаждения.

Момент начала последней стадии точно не определен. Известно, что при застывании кориума, происходит его растрескивание. Образующиеся полости заполняются водой, подававшейся ранее на поверхность расплава. В результате образуется случайная гетерогенная среда из кориума и воды. Отсутствие достоверных сведений о массе, составе и структуре образовавшейся среды приводит к необходимости варьировать характеристики среды в широком диапазоне их возможных значений с целью обнаружения конфигураций отвечающих максимальному значению Кэфф.

Стадия гомогенного кориума характеризуется жестким энергетическим спектром нейтронов. Для систем с подобным энергетическим спектром нейтронов существует относительно малое число бенчмарк экспериментов, т.е. тестовых экспериментов с четко фиксированными условиями, расчета Кэфф. Большинство экспериментов были выполнены при комнатной температуре, что не позволяет использовать их результаты для оценки погрешности программ, моделирующих перенос нейтронов при температурах плавления кориума. Для решения данной задачи используется метод неопределенностей результатов расчетов. Неопределенность результатов расчёта определяется как среднеквадратичное отклонение всей совокупности расчетов по всем программам в рассматриваемом классе задач от экспериментальных значений, если таковые имеются, или среднего значения при решении тестовых задач. Для ядерных систем с низким обогащением, жестким энергетическим спектром нейтронов и температурой 2000-3000 К неопределенность расчета Кэфф составляет порядка 3%. Такая высокая неопределенность расчета Кэфф не имеет принципиального значения для обоснования подкритичности на стадии гомогенного кориума. Система в этом случае находится в глубоко подкритическом состоянии, и подобная неопределенность оценок не может изменить этот результат.

Изотопный состав топлива оценивался на начало первой и шестой (стационарной) топливных загрузок. Также были проведены расчеты для сверх-консервативного приближения, когда обогащение всего топлива по ^{235}U принималось 4,95%.

На рисунке 7.3.4.1 представлены результаты расчетов:

- различных температур расплава (смесь оксидов тяжелых изотопов урана и плутония);
- конфигурация расплава до инверсии;
- различных изотопных составов топлива, включая консервативную оценку – обогащение 4,95% по ^{235}U .

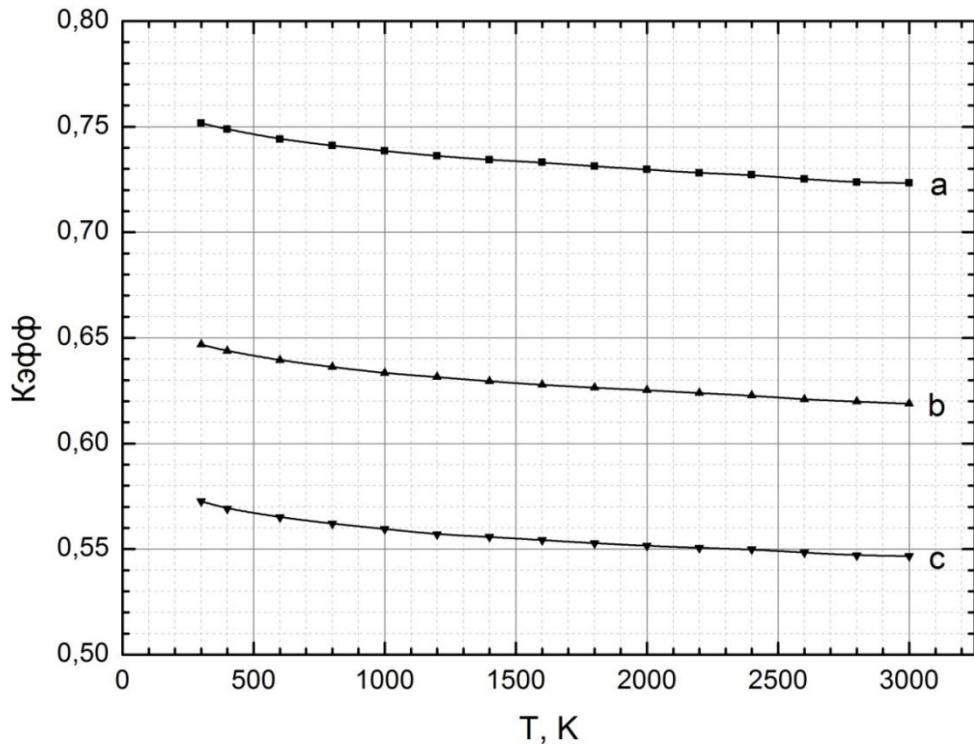


Рисунок 7.3.4.1-Зависимость Кэфф от температуры расплава чистого топлива для различных изотопных составов: а – обогащение по ^{235}U 4,95%; б – начало стационарной топливной загрузки; в – начало первой топливной загрузки

Максимальное значение Кэфф не превосходит величины 0,752 в самом консервативном приближении. С учетом 3% неопределенности оценки, получается, что Кэфф < 0,81 с 95% вероятностью.

Наличие примесей из конструкционных и жертвенных материалов в расплаве топлива ведет к снижению величины Кэфф. Это обусловлено рядом факторов: уменьшение плотности среды, увеличение площади поверхности среды для утечки нейтронов, увеличение в среде количества поглотителей нейтронов. Следует заметить, что добавленный в жертвенные материалы оксид гадолиния, на данной стадии охлаждения кориума, существенно не влияет на величину Кэфф, что обусловлено жестким энергетическим спектром нейтронов. Как видно на рисунке 7.3.4.2 данное утверждение справедливо во всем рассматриваемом диапазоне температур.

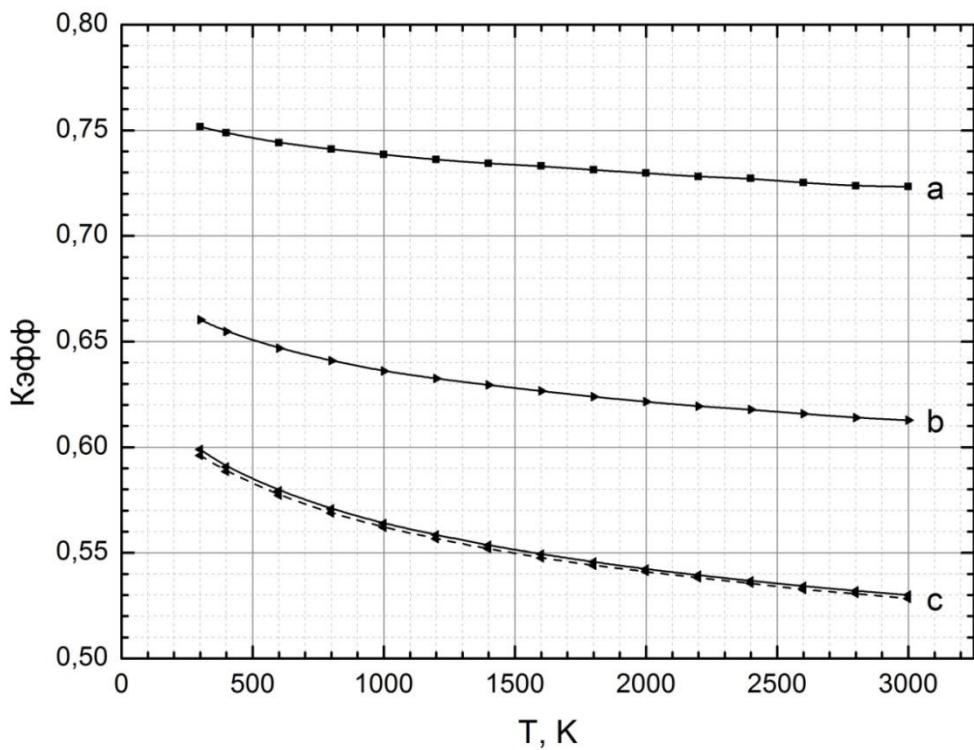


Рисунок 7.3.4.2 - Зависимость Кэффи от температуры расплава топлива и различных примесей, изотопный состав топлива соответствует консервативному приближению, а – чистое топливо; б – топливо в смеси с ZrO_2 ; в – топливо в смеси $cZrO_2$ и жертвенными материалами, пунктирная кривая соответствует наличию в ЖМ оксида гадолиния в количестве 0,1% от веса ЖМ

Аналогичные результаты были получены для различных изотопных составов топлива, и для конфигурации кориума до и после инверсии (когда слой из смеси оксидов урана, циркония, алюминия и железа оказывается выше слоя железа). В целом величина Кэффи растет с охлаждением кориума. Максимальные величины Кэффи, полученные во всех расчетах представлены в таблице 7.3.4.3. Видно, что на данной стадии охлаждения кориума система находится в глубоко подкритическом состоянии. Выше отмечалось, что консервативная оценка дает Кэффи < 0,81 с 95% доверительным интервалом. Более реалистичная оценка, получаемая для стационарной топливной загрузки, и смеси топлива с ZrO_2 и жертвенными материалами, позволяет утверждать, что для 95% доверительного интервала Кэффи не превосходит величины 0,62.

Детальная информация о распределении материалов и температур по объему УЛР не влияют на сделанные выводы. Расчеты, выполненные ранее для АЭС данного типа, показали, что учет реального распределения материалов и температур обычно приводит к снижению величины Кэффи.

Таблица 7.3.4.1 – Максимальные значения Кэффи для различных вариантов состава расплава кориума и изотопного состава топлива

Примеси к топливу	Изотопный состав топлива		
	Обогащение 4,95% по ^{235}U	Первая топливная загрузка	Стационарная топливная загрузка
	Кэффи		
-	0,7516	0,5726	0,6468
ZrO_2	0,6604	0,4879	0,5553

ZrO ₂ +ЖМ	0,5989	0,4257	0,4916
ZrO ₂ +ЖМ+Gd ₂ O ₃	0,5960	0,4235	0,4897
Инверсия	0,6029	0,4511	0,5120
Инверсия +Gd ₂ O ₃	0,5828	0,4143	0,4792

Финальная стадия охлаждения кориума сопровождается его растрескиванием, с образованием пустот, которые может заполнить вода, подаваемая в УЛР для охлаждения. В результате образуется водно-урановая среда со случайным распределением пустот. В настоящее время, достоверные данные о возможном объеме образующихся пустот фактически отсутствуют. Можно только отметить грубые оценки возможного максимального значения этой величины. Так оценка, выполненная в НИЦ «Курчатовский институт», базировалась на изменении плотности UO₂ с температурой, отточки плавления до нормального состояния. На основании этого был сделан вывод, что объем пустот не превосходит 12% общего объема расплава. В тоже время, предварительные экспериментальные данные по остыванию расплава кориума позволяют допустить, что объем пустот может достигать 30%. При этих оценках не рассматривался вопрос о равномерности распределения пустот по объему кориума. Допустимо предположить, что в отдельных частях кориума объем пустот может заметно превышать приведенные оценки.

Для расчетов критичности была использована 3D модель УЛР, представленная на рисунке 7.3.4.3. Учитывая сильную зависимость Кэфф от относительной доли образующихся пустот – VH₂O/V₀, представляется опасным ограничивать ее максимально возможное значение, в отсутствие надежных данных. Вторым параметром, характеризующим образующиеся пустоты, является средняя длина траектории нейтрона, пересекающего область пустоты в произвольном направлении. Относительно характерных значений данного параметра можно, практически, полностью повторить рассуждения, сделанные относительно максимально возможного объема образующихся пустот. Реальная информация о характерных линейных размерах пустот отсутствует, в тоже время имеет место зависимость Кэфф от данного параметра, что приводит к необходимости варьировать его значений в широких пределах.

Общим для двух рассмотренных параметров – VH₂O/V₀ и <L>, характеризующих случайную гетерогенную среду, являются два обстоятельства: во-первых, наблюдается плавная зависимость величины Кэфф от этих параметров, во-вторых, как показали расчеты, величина Кэфф уменьшается при чрезмерном увеличении значения любого из двух параметров. Так на рисунках 6.3.4.4 и 6.3.4.5 показаны зависимости Кэфф от доли пустот и от среднего размера пустот, соответственно. Расчеты были выполнены для консервативного предположения относительно изотопного состава топлива. Видно, что Кэфф начинает устойчиво убывать при VH₂O/V₀> 0,4 для всех рассмотренных средних размеров пустот, и для <L>> 8, для различных значений VH₂O/V₀. Таким образом, выбранные диапазоны изменения доли пустот и среднего размера пустот перекрывают область максимальных значений Кэфф.

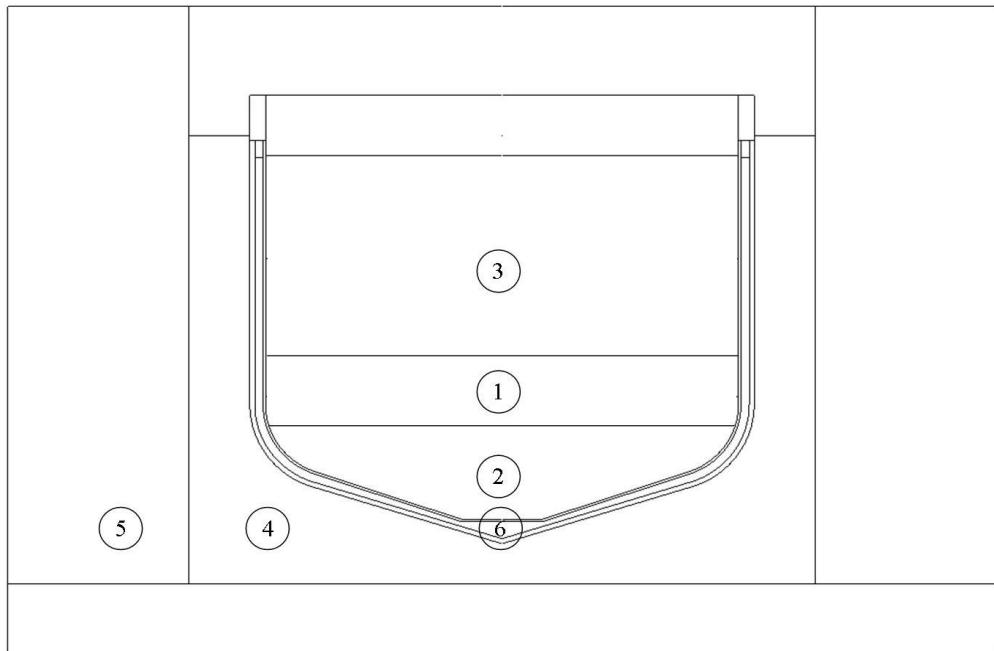


Рисунок 7.3.4.3 - Модель УЛР, использованная в расчетах $K_{\text{эфф}}$, здесь: 1- слой кориума с пустотами, заполненными водой; 2, 4 – вода; 3 – слой металла; 5 – бетонная защита; 6 - корпус УЛР

Полученные ограничения диапазона изменения двух параметров модели, описывающих случайную гетерогенную среду, позволили провести систематические расчеты величин $K_{\text{эфф}}$. Расчеты были проведены для трех составов топлива, соответствующих трем вариантам загрузки: консервативное приближение, стационарная топливная загрузка и первая топливная загрузка. Для каждого состава топлива были рассмотрены: различная степень заполнения трещин водой и различная степень смешивания топлива с ЖМ.

По результату вычислений демонстрируется, что в пределах 50% - 100% содержания воды в трещинах, максимальное значение $K_{\text{эфф}}$ слабо меняется. При этом с уменьшением содержания воды в трещинах растет значение VH_2O/V_0 , соответствующее максимальному значению $K_{\text{эфф}}$.

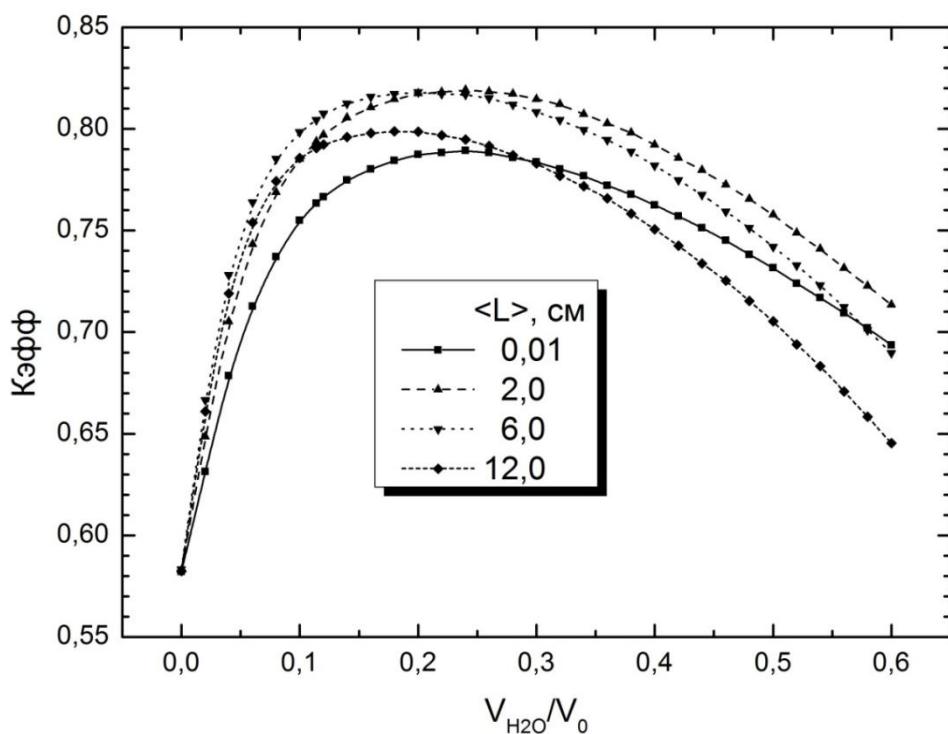


Рисунок 7.3.4.4 - Зависимость величины $K_{\text{эфф}}$ от доли пустот, полностью заполненных водой, для различных средних размеров пустот; изотопный состав топлива соответствует консервативному приближению, 100% ЖМ содержащих Gd_2O_3 вошли в кориум

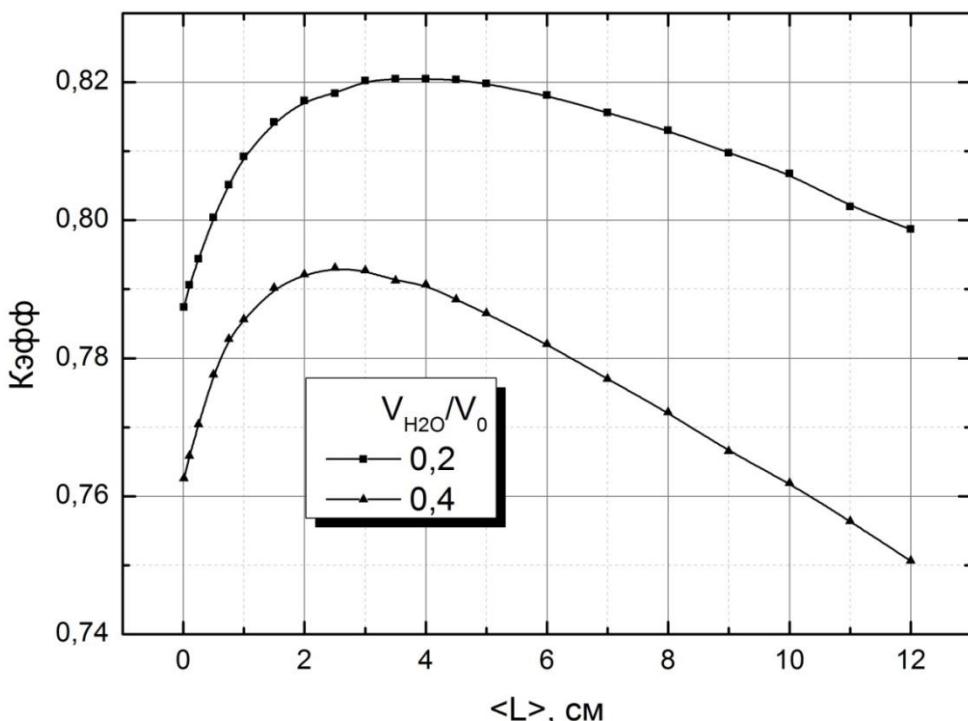


Рисунок 7.3.4.5 - Зависимость величины $K_{\text{эфф}}$ от среднего размера пустот, полностью заполненных водой, для двух значений доли пустот; изотопный состав топлива соответствует консервативному приближению, 100% ЖМ содержащих Gd_2O_3 вошли в кориум

Таблица 7.3.4.2 – Максимальные значения Кэффициента эффективности, полученные для разных составов топлива, степени его смешивания с жертвенными материалами и содержанием воды в пустотах

Состав топлива	Смешивание с ЖМ, %	Содержание воды, %	Максимальное Кэфф	V_{H2O}/V_0
Консервативное приближение	100	50	0,816	0,36
	100	80	0,821	0,26
	100	100	0,822	0,22
	90	100	0,847	0,26
	80	100	0,878	0,28
	70	100	0,910	0,30
Стационарная загрузка	100	50	0,740	0,38
	100	80	0,743	0,29
	100	100	0,744	0,24
	90	100	0,767	0,26
	80	100	0,795	0,28
	70	100	0,824	0,30
Первая загрузка	100	50	0,591	0,28
	100	80	0,593	0,20
	100	100	0,594	0,18
	90	100	0,616	0,18
	80	100	0,643	0,20
	70	100	0,670	0,24

Из полученных данных, приведенных в таблице 7.3.4.2, следует, что в предельном случае: консервативное приближение относительно состава топлива и смешивание только 70% ЖМ с кориумом, максимальное значение Кэфф равно 0,910. Для более реалистичного состава топлива, соответствующего стационарной топливной загрузке, максимальное значение Кэфф не превосходит значения 0,825. Таким образом, при размещении в ЖМ оксида гадолиния в количестве не менее 0,1% от веса ЖМ, застывший расплав кориума будет находиться в подкритическом состоянии независимо от степени его растрескивания и наполненности трещин водой.

7.3.5 Предотвращение разрушения ЗО вследствие расплава фундамента

Плита нижняя

После проплавления корпуса реактора расплав кориума стекает на плиту нижнюю, основная задача которой - обеспечить перемещение кориума в УЛР. Плита нижняя имеет слоистую структуру - верхний слой плиты состоит из специального бетона, который при термическом контакте с горячим кориумом образует жидкий подслой, препятствующий застыванию кориума при его движении. Остальные слои плиты нижней выполнены из армированного огнеупорного бетона.

После стекания по плите нижней расплав кориума попадает в пространство, ограниченное сбоку и снизу водоохлаждаемыми стальными стенками корпуса УЛР, расположенного в подреакторном пространстве бетонной шахты, где и осуществляется его долгосрочное захолаживание.

Подача воды в шахту УЛР

Для успешности выполнения УЛР своих функций необходимо обеспечить подачу воды в шахту УЛР. Данное действие может осуществляться пассивным способом - при любой аварии с течью теплоносителя за счет заполнения шахты УЛР водой, поступающей с отметки +4,900 контейнера.

В случае отсутствия пассивного заполнения, заполнение водой шахты УЛР (перевод в состояние «горячего резерва») дублируется открытием арматуры, через которую шахта УЛР будет заполнена борированной водой из баков-приямков САОЗ. Для

этого, по условию «температура на выходе из активной зоны достигла значения 600 °С», оператор открывает соответствующие клапаны с БПУ.

В дальнейшем остаточное тепловыделение от кориума отводится при кипении воды на внешней стенке корпуса УЛР в полностью пассивном режиме неограниченно долгое время.

Подача воды на поверхность расплава

Пассивный способ подачи воды является основным. Поступление воды из шахты УЛР осуществляется при срабатывании клапана пассивной подачи воды (КПВ) после достижения теплопроводящей вставкой заданной температуры. Открытие клапана обеспечивает поступление воды из шахты реактора на зеркало расплава самотеком.

Вертикальный участок КПВ находится в цилиндрическом канале с охлаждающей водой шахты УЛР. Клапан пассивной подачи воды расположен ниже минимального уровня воды в бетонной шахте реактора, что обеспечивает надежное поступление охлаждающей воды на поверхность расплава после его срабатывания.

Результаты расчетов показали, что при заданной температуре плавления припоя заглушки КПВ, вода на зеркало расплава подается при следующих условиях:

- в УЛР поступило 90 % расплава активной зоны;
- в УЛР произошла инверсия, и слой оксидов оказался сверху.

Подача воды на поверхность расплава из шахт ревизии ВКУ является резервной функцией и рассматривается только в случае отказа всех клапанов пассивной системы. В этом случае за счет воздействия теплового излучения с поверхности расплава может повышаться температура металлических конструкций в площадке обслуживания.

7.3.6 Необходимость и обеспечение источниками переменного и постоянного электропитания и сжатого воздуха для оборудования, используемого для поддержания целостности ЗО

При потере электроснабжения систем нормальной эксплуатации и отказе всех дизель-генераторов прекращается работа систем нормальной эксплуатации, обеспечивающих отвод остаточного тепла реактора к конечному поглотителю и охлаждение бассейна выдержки отработанного топлива. Одновременно происходит отказ активных систем безопасности.

Состояние энергоблока на начальной стадии аварии характеризуется:

- полным отсутствием электроснабжения переменным током (вне и внутристанционного);
- наличием электроснабжения от агрегатов бесперебойного питания (АБП) системы аварийного электроснабжения для части арматуры (локализующая арматура герметичного ограждения, БРУ-А, БЗОК) и СКУ. Питание от АБП рассчитано на 2 часа без подзарядки аккумуляторных батарей, входящих в состав АБП;
- наличием электроснабжения от агрегатов бесперебойного питания (АБП) системы электроснабжения оборудования контроля и управления запроектными авариями(7-й канал).Питание от АБП рассчитано на 24 часа без подзарядки аккумуляторных батарей (без учета работы насоса JNB50AP001 и систем связи), входящих в состав АБП. Кроме того, существует возможность подключения передвижной ДГУ;
- подкритическим состоянием реактора;
- протечками из первого контура - $2,15 \text{ м}^3/\text{ч}$, что соответствует максимально возможному объему протечек при работе на номинальном уровне мощности;
- плотным вторым контуром;
- полным запасом охлаждающей воды для систем управления запроектными авариями в четырех баках СПОТ ПГ;
- уровнем воды в топливном бассейне - 8,7 м (уровень при хранении топлива).

В этих условиях для управления запроектой аварией должны быть использованы технические средства и организационные мероприятия, представленные в пунктах 5.1.2 и

5.1.3 Отчета [31].

Для питания системы контроля и управления при ЗПА в условиях полной потери источников переменного тока, включая все дизель - генераторы, предусмотрена отдельная система электроснабжения (СЭ ЗПА). Она способна обеспечить электроснабжение системы ЗПА на необходимое время (24 часа и более, до 72 часов), поскольку питание СКУ блока за счёт разряда аккумуляторных батарей, установленных на блоке, обеспечивается только в течение 2 часов.

Предусматривается двухканальная структура системы контроля и управления ЗПА. СЭ ЗПА принята так же двухканальной. В состав каждого канала электроснабжения аппаратуры для ЗПА входят следующие источники питания:

- агрегаты бесперебойного питания;
- аккумуляторные батареи.

В режиме НЭ СЭ ЗПА подключена к двум из 4-х каналов САЭ. Таким образом, обеспечивается поддержание аккумуляторных батарей в полностью заряженном состоянии (режим постоянного подзаряда). Так же, при необходимости, оператор может задействовать необходимое оборудование, подключённое к СЭ ЗПА. При обесточивании системы С.Н., включая потерю всех ДГ, начинается разряд аккумуляторных батарей СЭ ЗПА. Для обеспечения пуска насоса после продолжительного разряда аккумуляторных батарей и для увеличения времени действия системы ЗПА, предусмотрен передвижной дизель - генератор, который в режимах НЭ, ННЭ, ПА хранится на специально предусмотренном месте на площадке АЭС.

Всё электрооборудование для СЭ ЗПА относится к 1 категории по сейсмостойкости.

Размещено электрооборудование СЭ ЗПА в помещениях на отметке -7.20 в здании паровой камеры УJE. Здание относится к 1 категории по сейсмостойкости. Температура в помещениях, в которых размещено электрооборудование, не выходит за пределы значений, допустимые для работы электрооборудования при экстремальных (как положительных, так и отрицательных) температурах наружного воздуха.

Системы сжатого воздуха не используются для поддержания целостности защитной оболочки.

Система подавления водорода является полностью пассивной, а входящие в ее состав автокатализитические рекомбинаторы не требуют электрического питания.

Для контроля водородной взрывобезопасности проектом предусмотрена система контроля концентрации водорода (JMU).

Система контроля концентрации водорода состоит из двух одинаковых и полностью независимых один от другого каналов измерения JMU10, JMU20.

В состав каждого канала системы контроля входит восемь комбинированных газоанализаторов водорода и кислорода с датчиком температуры (WS85PLUS), два датчика давления ДАЭ-100Т и аппаратно-программный комплекс «Станция обработки данных СККВ» (СОД СККВ).

Количество точек контроля и места расположения чувствительных элементов газоанализаторов водорода выбраны на основе результатов анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода в помещениях под герметичной оболочкой. В помещениях под герметичной оболочкой определены контрольные области, в которых во время аварии происходит быстрый рост концентрации водорода. В каждой контрольной области размещается минимум один датчик газоанализатора водорода одного из каналов измерения.

Диапазон измеряемых концентраций водорода составляет от 0 до 25 % объемных.

7.3.7. Контрольно-измерительные средства, необходимые для сохранения целостности ЗО

В условиях запроектной аварии должны быть использованы специальные контрольно-измерительные средства и организационные мероприятия. Контроль за

сохранением целостности защитной оболочки при ЗПА осуществляется с блочного пункта управления (БПУ). Информация от контрольно-измерительных средств, характеризующих целостность защитной оболочки выводится на показывающие приборы, размещаемые на мозаичной панели CWL01, которая находится на БПУ. На РПУ она отсутствует.

Датчики, необходимые для контроля состояния целостности защитной оболочки размещены в здании реактора ША и в межоболочечном пространстве ШВ. Датчики разных каналов и технические средства ПТК размещены в разных помещениях. Технические средства ПТК размещаются в помещениях технических средств АСУ ТП, мозаичные панели размещаются на БПУ в здании управления УСВ.

Всё оборудование для контроля состояния целостности защитной оболочки относится к 1 категории по сейсмостойкости.

Датчики, необходимые для контроля состояния целостности защитной оболочки, рассчитаны на диапазоны изменения параметров и выдерживают условия возможные при ЗПА.

Контроль целостности защитной оболочки осуществляется оператором посредством следующих средств КИП и сигналов, выводимых на панели БПУ.

1) Показания состояния локализующей арматуры на гермопроходках из контейнмента (закрыто/открыто).

2) Показания АСКГ (автоматизированная система контроля герметичности) шлюзов (торец внешний/внутренний шлюза негерметичен, система АСКГ выключена, система АСКГ неисправна).

3) Показания датчиков АСРК измерения мощности дозы гамма-излучения в контейнере, позволяющие оценить степень повреждения топлива в активной зоне вплоть до его полного плавления. Предусматриваются четыре устройства детектирования, измеряющие мощность дозы гамма-излучения внутри герметичной оболочки, в том числе во время активной фазы проектных аварий. Эти приборы относятся к 1 категории по сейсмостойкости и классу безопасности 3. Три устройства детектирования питаны от соответствующего канала САЭ. Одно устройство детектирования питано от СЭ ЗПА. Диапазон измерений устройств детектирования 10^{-3} - 10^5 Гр/ч. Блоки детектирования устойчивы при температуре +180°C в течении 2-х суток и при температуре +205°C в течении 30 минут.

4) Показания датчиков АСРК измерения объемной активности ИРГ в воздухе промежуточного пространства защитной оболочки, позволяющие оценить степень негерметичности контейнера при работоспособности системы KLC11/21/31/41 (четыре канала системы питаны от четырех каналов САЭ).

5) Показания датчиков АСКРО на промплощадке АЭС, позволяющие оценить масштаб аварийного выброса из защитной оболочки в окружающую среду при сохранении их работоспособности (питаны от системы электропитания систем НЭ, важных для безопасности).

А также на АРМ СВБУ выводятся показания состояния дверей шлюзов для персонала и транспортного шлюза (торец внутренней/внешний загерметизирован/негерметичен, дверь внутренняя/внешняя открыта/закрыта).

Измерение избыточного давления в контейнере в аварийных режимах осуществляется 8 датчиками. Датчики питаны от соответствующего канала САЭ (ЮША10CP811, 10UJA10CP812 - от 1 канала; 10ША20CP821, 10ША20CP822-от 2 канала; 10ША30CP831, 10UJA30CP832 - от 3 канала; 10UJA40CP841, 10ША40CP842 - от 4 канала).

Для обеспечения водородной взрывобезопасности в проекте предусмотрены система удаления водорода (JMT) и система контроля концентрации водорода (JMU).

Система JMT предотвращает образование взрывоопасных смесей в зоне герметичном объеме посредством поддержания объемной концентрации водорода в смеси на безопасном уровне. При проектных авариях система JMT обеспечивает поддержание

концентрации водорода на уровне, исключающем детонацию, включая локальную, а также развитие быстрого горения в больших объемах (соизмеримых с размерами основных помещений герметичного объема).

Производительность системы обоснована для тяжелых аварий, которые приводят к плавлению активной зоны.

В качестве основных функциональных элементов системы используются пассивные автокаталитические рекомбинаторы водорода. Рекомбинаторы начинают функционировать при образовании в помещении повышенной концентрации водорода и продолжают работать, пока концентрация водорода не снизится до безопасного значения.

В помещениях герметичного объема установлено 44 рекомбинатора. Для того чтобы обеспечить системе максимальную эффективность, рекомбинаторы устанавливаются в местах, где концентрация водорода во время аварии может достигать наибольшего значения, а также на путях перемещения парогазовой среды.

Система контроля концентрации водорода (JMU) является информационной системой, предназначеннной для контроля за водородной взрывобезопасностью в гермозоне во время запроектных аварий.

Система контроля концентрации водорода состоит из двух одинаковых и полностью независимых один от другого каналов измерения JMU10, JMU20.

Каждый канал измерения включает 8 точек контроля температуры, концентрации водорода, кислорода и 2 точки контроля давления, температуры, концентрации водорода, кислорода, расположенные в помещениях гермозоны, а также вторичную аппаратуру расположенную за пределами гермозоны.

Информация о концентрации водорода, кислорода, уровнях температуры и давления в помещениях под герметичной оболочкой, полученная прямыми измерениями, и концентрации пара, полученная расчетным путем (на средствах СККВ) передается в блочную АСУ ТП с последующим отображением ее на мониторах верхнего уровня (в виде удобном для восприятия оператором), в резервной зоне мозаичных панелей ЗПА, а также для формирования соответствующих сигналов на средства сигнализации, в случае образования взрывоопасной водородосодержащей парогазовой смеси при ЗПА.

Электроснабжение системы контроля концентрации водорода (JMU) осуществляется от 7 канала электроснабжения ЗПА.

7.3.8. Возможность управления тяжелыми авариями в случае одновременного расплава активной зоны и повреждения ЯТ в бассейне выдержки на различных энергоблоках площадки размещения АЭС

Для отвода тепла от топливного бассейна предназначена система охлаждения топливного бассейна (FAK). В режимах с проектными авариями она выполняет функцию отвода тепла от топливного бассейна и функцию подпитки в режимах с потерей воды. Нарушение ее работы приводит к тому, что отвод остаточных тепловыделений отработавших ТВС осуществляется за счет аккумулирования тепла водой. Вода в БВ в пределах тепловыделяющей части ТВС и в объеме БВ над ТВС прогревается до температуры насыщения, после чего происходит снижение уровня воды в БВ за счет выкипания, обусловленного мощностью остаточных тепловыделений отработавших ТВС. Отвод тепла от ЗО к конечному поглотителю – атмосфере в этом случае осуществляется за счет конденсации пара на теплообменниках СПОТ ЗО.

Для обеспечения отсутствия повреждения топливного бассейна в проекте должны быть приняты такие меры, которые позволят контролировать уровень охлаждения топлива в хранилище. Эти меры должны обеспечивать осуществление контроля уровня воды в резервуарах с отработавшим топливом. Топливо необходимо гарантированно удерживать под водой. Для обеспечения выполнения этого требования необходимо предусмотреть подпитку БВ водой.

Во время запроектной аварии с отказом всех источников электроснабжения для организации подпитки баков аварийного отвода тепла и бассейна выдержки используется система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ (JNB90). В период от 24 часов и более насосным агрегатом JNB50AP001 осуществляется подпитка баков аварийного отвода тепла и бассейна выдержки от баков запаса обессоленной воды (LCU). Активные элементы системы JNB90 имеют надежное питание от аккумуляторных батарей и передвижной ДГУ и могут обеспечить безопасное нахождение реакторной установки в горячем состоянии и расхолаживание при обесточивании АЭС.

Оператор в процессе управления тяжелой аварией должен контролировать уровень воды в бассейне выдержки отработанного топлива.

Анализ одновременного протекания аварий в активной зоне РУ и в БВ с точки зрения их взаимного влияния представлен в [31, раздел 5.1.1].

Анализ управления тяжелыми авариями в случае одновременного расплава активной зоны и повреждения ядерного топлива в бассейне выдержки представлен в [31, раздел 6.3.8].

Процессы одновременного протекания аварий в БВ и реакторе не влияют друг на друга, т.к. для преодоления аварий для БВ и реактора используются различные системы безопасности. Например, для БВ – для отвода тепла используется система FAK или JMN, а для отвода тепла от реактора используются системы: JNG1,2, JND [31].

Оперативный запас времени при повреждении ядерного топлива в бассейне выдержки зависит от загрузки БВ отработавшими ТВС.

Рассматриваются следующие варианты:

- вариант 1: полная выгрузка активной зоны в бассейн выдержки с учетом наличия отработавших ТВС за 10 лет работы;
- вариант 2: работа на мощности в начале кампании реактора (после перегрузки топлива).

Блоки Белорусской АЭС фактически технологически и конструкционно независимы. Координация и управление аварийными мероприятиями на обоих блоках будет осуществляться руководством АЭС с привлечением кризисного центра АЭС. Анализ исходного события с расплавлением активной зоны представлен в разделах 7.1 – 7.3.

Аварийные работы на каждом из блоков будет выполнять персонал соответствующего блока или общестанционный персонал в соответствии с распоряжением руководства. В зависимости от развития ситуации силы и средства могут перебрасываться с одного блока на другой. В случае аварии только на одном энергоблоке персонал другого будет иметь инструкции о действиях в такой ситуации. В случае тяжелой аварии на двух блоках на обоих энергоблоках будут применяться идентичные руководства по управлению авариями, однако оценка ситуации на каждом из блоков будет выполняться независимо, а руководство АЭС будет осуществлять координацию работ на энергоблоках. Требования об управлении авариями на нескольких блоках отражаются в РУЗА, РУТА.

7.3.7 Заключение о достаточности систем, необходимых для управления тяжелыми авариями, для обеспечения целостности ЗО

Средства управления аварией.

На внутренкорпусной стадии тяжелой аварии оператор открывает арматуру системы аварийного газоудаления и ИПУ КД. Открытие данной арматуры должно обеспечить необходимый уровень надежности выполнения функций снижения давления, необходимый для исключения сценария выхода расплава активной зоны из корпуса реактора при высоком давлении.

Для управления тяжелыми авариями на внекорпусной стадии в проекте БелАЭС предусмотрены следующие технические средства:

- устройство локализации расплава (JMR);
- система аварийной подачи щелочи (JNB91);
- система пассивного отвода тепла от защитной оболочки (JMP);
- баки аварийного отвода тепла СПОТ (JNB);
- система аварийной подпитки баков аварийного отвода тепла (JNB50);
- система контроля и удаления водорода (JMT, JMU);
- аварийное электроснабжение ЗПА (7 канал);
- внутренняя и наружная защитные оболочки здания реактора (UJA, UJB).

Устройство локализации расплава при тяжелой аварии с разрушением активной зоны и корпуса реактора удерживает расплав и твердые фрагменты разрушенной активной зоны, части корпуса реактора и внутрикорпусные устройства. Локализация и охлаждение расплава осуществляется в пределах подреакторного помещения бетонной шахты неограниченное время при условии отвода тепла за пределы герметичной оболочки.

Отвод тепла от защитной оболочки осуществляется системой пассивного отвода тепла от защитной оболочки (JMP). Система обеспечивает снижение и поддержание в заданных проектом пределах давления внутри защитной оболочки и отвод конечному поглотителю тепла, выделяющегося под защитную оболочку, при запроектных авариях, включая аварии с тяжелым повреждением активной зоны.

Выбранная конструкция системы обеспечивает ее полностью автономную и без участия оператора работу в течение, как минимум, 24 часов. В период после 24 часов, до 72 и более часов, при необходимости, возможно использование, для функционирования системы (подпитки баков аварийного отвода тепла) передвижной ДГУ.

При разрушении тепловых защит верхней части корпуса УЛР происходит срабатывание пассивных клапанов подачи воды на расплав. Подача воды на поверхность расплава через пассивные клапана осуществляется после разогрева термочувствительного элемента, расположенного за специальной экранирующей вставкой в верхней части тепловой защиты корпуса УЛР, до температуры 650 °C. Выбор конструкции экранирующего элемента, обеспечивающего своевременную подачу воды на поверхность расплава, обоснована при выполнении расчетного анализа теплофизических процессов в УЛР (Технический отчет "Расчетное обоснование УЛР Белорусской АЭС. BLR1.B.110.&.&&&&&.&&&&.022.HG.0003, 2016").

Если клапаны не сработали, то оператор осуществляет открытие арматуры подачи воды из шахт ревизии ВКУ.

После выхода расплава в УЛР системой аварийной подачи щелочи (JNB91) осуществляется подача натриевой щелочи в приемки защитной оболочки для связывания летучих форм йода.

Для обеспечения целостности системы герметичного ограждения (СГО) и защиты элементов локализующих систем безопасности (ЛСБ) от опасных и вредных факторов, возникающих при горении и взрывах водородсодержащих смесей, в проекте предусмотрена система удаления водорода из защитной оболочки (JMT).

Система удаления водорода из защитной оболочки (JMT) предотвращает образование взрывоопасных смесей в зоне локализации аварии (ЗЛА) путем поддержания объемной концентрации водорода в смеси на безопасном уровне.

Для контроля водородной взрывобезопасности проектом предусмотрена система контроля концентрации водорода (JMU).

Контроль и управление ЗПА осуществляется с панели ЗПА CWL01, расположенной на БПУ. Контрольно-измерительные приборы, расположенные в границах ГО, рассчитаны на параметры внешних воздействующих факторов при ЗПА.

Электроснабжение систем контроля и управления ЗПА осуществляется от канала электроснабжения ЗПА (7 канал). АБП 7 канала электроснабжения имеют

аккумуляторные батареи (АБ), рассчитанные на 24 часа разряда в режиме ЗПА при полном обесточивании. Для дальнейшего функционирования 7 канала электроснабжения предусмотрена возможность подключения передвижной ДГУ.

Подпитку баков аварийного отвода тепла осуществляют маломощным высоконапорным насосом JNB50AP001 системы подпитки БАОТ СПОТ. Данный насосный агрегат располагается в паровой камере и подключается к бакам системы LCU.

Подходы к управлению аварией

В принятой концепции управления тяжелой аварии действия оператора минимизированы и должны быть регламентированы в РУТА. Для управления тяжелыми авариями предусмотрена работа автоматики, находящейся на надежном питании от системы электроснабжения для тяжелых аварий.

С учетом практики разработки РУТА для действующих и проектируемых АЭС с РУ ВВЭР, а также учитывая рекомендации МАГАТЭ применяется «симптомно-ориентированный подход».

РУТА разрабатывается на основе стратегий управления тяжелыми авариями и соответствующих расчетных анализах. РУТА распространяется на АЭС, вне зависимости от эксплуатационного состояния. Приоритет и выбор стратегий осуществляется на основании контроля состояния АЭС с соответствующим выбором действий оперативного персонала.

С учетом опыта разработки РУТА для АЭС с РУ ВВЭР наибольшее внимание должно быть уделено следующим стратегиям:

- подать воду в первый контур;
- обеспечение подkritичности расплава;
- снизить давление в первом контуре;
- снизить давление в парогенераторе и расхолаживание через БРУ - А (в случае неработоспособности СПОТ ПГ);
- расхолаживание за счет отвода тепла через СПОТ ПГ;
- подать воду в БВ;
- подать воду в СПОТ ЗО;
- локализация расплава ЛР;
- уменьшить выброс продуктов деления.

При этом исключаются из рассмотрения стратегии ограниченного действия.

Следующим этапом реализации стратегий РУТА является обеспечение целостности ЗО и ограничение выбросов.

Типы отказа герметичного ограждения могут быть сгруппированы следующим образом:

- детонация водорода;
- отказ ЗО при высоком давлении.

Основной угрозой от разрушения и отказа ЗО является большой выход продуктов деления. Большой выход продуктов деления требует немедленных действий по защите здоровья и безопасности населения и персонала АЭС.

Оценка целостности ЗО возможна за счет радиационного контроля на площадке. При увеличении фона выше установленных проектом значений предполагается, что создана или реализована угроза целостности ЗО, которая требует незамедлительных мер по ограничению выхода и распространения продуктов деления на площадке.

Ликвидация тяжелой аварии (энергоблок после аварий данного класса не возвращается в эксплуатацию) сводится к переводу аварийного энергоблока в безопасное состояние, переработке большого количества образовавшихся жидких радиоактивных отходов (вода аварийных приемников контейнера для охлаждения топлива), разработке проекта длительной консервации аварийного энергоблока.

Система контроля концентрации водорода состоит из двух одинаковых и полностью независимых один от другого каналов измерения JMU10, JMU20.

В состав каждого канала системы контроля входит восемь комбинированных газоанализаторов водорода и кислорода с датчиком температуры (WS85P LUS), два датчика давления ДАЭ-100Т и аппаратно-программный комплекс «Станция обработки данных СККВ» (СОД СККВ).

Количество точек контроля и места установки чувствительных элементов газоанализаторов водорода выбраны на основе результатов анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода в помещениях под герметичной оболочкой. В помещениях под герметичной оболочкой определены контрольные области, в которых во время аварии происходит быстрый рост концентрации водорода. В каждой контрольной области размещается минимум один датчик газоанализатора водорода одного из каналов измерения.

Диапазон измеряемых концентраций водорода составляет от 0 до 25 % объемных.

Представлена схема размещения точек контроля системы JMU в помещениях под герметичной оболочкой. Приведена схема размещения точек контроля системы JMU в помещениях под герметичной оболочкой.

Обеспечение целостности защитной оболочки после тяжелого повреждения топлива изложено в разделах 7.2.3, 7.3.2–7.3.4.

Несмотря на то, что существует несколько разнообразных систем для реализации каждой из стратегий управления авариями, существуют области для дальнейшего совершенствования в части мер управления запроектными (включая тяжёлые) авариями. Принятие дополнительных технических мер и внедрение инструкций по их использованию для обеспечения функций безопасности в случае потери проектных систем увеличит возможности станции управлять развитием запроектных аварий на тяжелой стадии их развития.

В области административных вопросов управления тяжёлыми авариями актуализируются РУЗА, РУТА для состояний останова энергоблоков, в том числе со снятой крышкой реактора, управления авариями при повреждении топлива в бассейне выдержки. Конечной целью указанной деятельности должно являться обеспечение охлаждения активной зоны реактора и отработавшего топлива в бассейне выдержки, также исключение радиоактивных выбросов. Также целесообразен регулярный пересмотр разрабатываемых ИЛА, РУЗА, РУТА.

В РУЗА, РУТА предусматриваются необходимые и достаточные меры для управления тяжелыми авариями и в части обеспечения сохранения целостности четвертого барьера безопасности.

7.4 Мероприятия по управлению тяжелыми авариями, направленные на ограничение выбросов РВ

7.4.1 Выбросы РВ при потере целостности ЗО

Проектом предусматриваются меры по недопущению потери целостности ЗО.

Реализация предусмотренных проектом мер по управлению запроектными авариями обеспечивает ограничение последствий тяжелой аварии путем:

- исключения разрушений активной зоны на ранней стадии аварии при использовании систем сброса давления в первом контуре;
- подавления взрывоопасных концентраций водорода системой сжигания для сохранения целостности герметичной оболочки;
- применения пассивной системы отвода тепла от защитной оболочки контейнмента (СПОТ ЗО), обеспечивающей непревышение максимального проектного давления в контейнере (0,49 МПа) и проектного уровня неплотности контейнмента 0,2 % от объема в сутки;

- применения устройства удержания расплава при выходе активной зоны за пределы корпуса реактора, исключающего проплавление фундаментной плиты здания реактора;

- использования систем нормальной эксплуатации и действий эксплуатационного персонала для предотвращения значительных радиоактивных выбросов.

- В ООБ Белорусской АЭС показано, что с учетом реализации указанных выше мер по управлению ЗПА при сохранении целостности контейнента радиационные последствия тяжелой аварии не превышают уровень 5 по шкале INES:

расчетный выброс в окружающую среду составляет: ксенон-133 – 10^5 ТБк; йод-131 – 100 ТБк; цезий-137 – 10 ТБк.

Система жизнеобеспечения БПУ/РПУ, оснащенная эффективной очисткой приточного воздуха на аэрозольных и иодных фильтрах, а также строительные конструкции двойной защитной оболочки и здания управления УСВ обеспечивают возможность постоянного пребывания персонала на БПУ/РПУ с целью управления аварией. В составе ООБ Белорусской АЭС показано, что при рассматриваемых в проекте тяжелых авариях облучение персонала в помещениях БПУ/РПУ не превысит целевой предел эффективной эквивалентной дозы в 25 мЗв за все время аварии и ликвидации ее последствий, установленный в ТЗ на Белорусскую АЭС. Территория промплощадки, которая может иметь значительные уровни радиационного загрязнения в результате аварийного выброса, не должна использоваться в послеаварийный период, чтобы избежать необоснованного переоблучения персонала. Радиационная обстановка на промплощадке допускает кратковременный доступ персонала в течение ограниченного времени с применением индивидуальных средств защиты кожных покровов и органов дыхания для оказания помощи и смены работающего персонала. Для снижения дозовых нагрузок на персонал при перемещении по промплощадке может применяться спецтранспорт.

При дополнительных отказах в реализации мер по управлению ЗПА при тяжелой аварии может произойти потеря целостности и локализующих свойств защитной оболочки вследствие роста давления в контейнере выше 0,7 МПа, паровых взрывов или взрывов водорода (при выкипании воды в БВ), что приведет к выбросам в окружающую среду значительной части радиоактивных веществ, накопленных в активной зоне и бассейне выдержки (вероятность существенно ниже 10^{-7} 1/год). При потере целостности контейнера - последнего защитного барьера глубокоэшелонированной защиты, происходит неконтролируемое распространение радиоактивных веществ, вышедших в процессе аварии из поврежденного топлива. В результате такой аварии потребуется неотложное введение всех необходимых защитных мер по защите персонала и населения в районе размещения Белорусской АЭС. Дальнейшие меры по ликвидации последствий аварии разрабатываются по результатам радиационной разведки с учетом сложившейся фактической радиационной обстановки.

7.4.2 Управление тяжелыми авариями после оголения ЯТ в бассейне выдержки отработавшего ЯТ

Детальное описание технических проектных решений и эксплуатационных мер по предотвращению оголения топлива в бассейне выдержки приведено в разделе 6.3 данного отчета.

В случае полного обесточивания станции с отказом на запуск резервных дизель-генераторов может произойти полное осушение БВ и, как следствие, разогрев и плавление находящихся в нем ТВС. При максимально возможном уровне активности, накопленной в БВ за 10 лет (420 ОТВС) с учетом полной аварийной выгрузки активной зоны (163 ТВС с выдержкой 3 суток), прогнозируются следующие характерные результаты:

- время снижения уровня воды до верхней части ТВС составляет ~ 41 ч, а полное осушение БВ происходит через ~ 60 ч после начала аварии;
- поступление расплавленных материалов ТВС на днище БВ начинается через ~ 60,5 ч после начала аварии;
- бассейн выдержки является подкритичным в любой момент прохождения аварии;
- выход основных радиационно-значимых нуклидов ($I-131$, $Cs-137$, $Xe-133$ и др.) из БВ в контейнер находится на уровне выхода при плавлении активной зоны в реакторе с учетом того, что в ходе аварии часть топлива ТВС аварийной выгрузки не нагревается до температуры плавления и находится на днище БВ. Остальные группы ТВС в БВ повреждаются и оплавляются частично, при этом значительная часть продуктов деления остается в закрытой пористости неразрушенного топлива.

Во время запроектной аварии с отказом всех источников электроснабжения для организации подпитки баков аварийного отвода тепла и бассейна выдержки используется система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ (JNB90). В период от 24 часов и более насосным агрегатом JNB50AP001 осуществляется подпитка баков аварийного отвода тепла и бассейна выдержки от баков запаса обессоленной воды (LCU). Активные элементы системы JNB90 имеют надежное питание от аккумуляторных батарей, ПДГУ и могут обеспечить безопасное нахождение реакторной установки в горячем состоянии и расхолаживание при обесточивании АЭС.

7.4.3 Заключение о достаточности мер и мероприятий по ограничению выбросов РВ

Основные реализованные в проекте меры по ограничению выбросов радиоактивных веществ при запроектных авариях направлены на предотвращение серьезного повреждения топлива в активной зоне и в бассейне выдержки, а также на сохранение целостности и локализующих функций двойной защитной оболочки.

Эффективность мер по ограничению аварийных выбросов будет подтверждена в рамках выполнения ВАБ-2 (по результатам полномасштабного ВАБ-1), где в качестве целевого критерия установлена вероятность больших радиационных выбросов, приводящих к глобальному загрязнению территории вокруг АЭС - не более 10^{-7} (реактор/год).

В случае реализации предусмотренных в проекте технических и организационных мер по управлению ЗПА, направленных на сохранение целостности и локализующих функций двойной защитной оболочки, радиационные последствия тяжелой аварии не превысят уровень 5 по шкале INES. При этом исключается загрязнение обширных территорий радионуклидами и не потребуется обязательного введения защитных мер, значительно влияющих на социально-экономические условия и жизнедеятельность населения (эвакуация, отселение). Защитные меры для населения ограничены временным укрытием, йодной профилактикой и ограничением потребления местных загрязненных продуктов питания в ближней зоне вокруг АЭС. Обеспечена возможность пребывания персонала на БПУ/РПУ с целью управления аварией и перевода энергоблока в безопасное состояние.

8. ОБЩИЕ ВЫВОДЫ

8.1 Основные реализованные меры, повышающие надежность АЭС

Системы безопасности Белорусской АЭС разработаны с учетом всестороннее рассмотренных внешних событий, а здания, сооружения и оборудование Белорусской

АЭС спроектированы с учетом указанных в отчете проектных воздействий в соответствии с действующей нормативной базой.

Радиационные последствия при ПЗ и МРЗ отсутствуют, дополнительные меры по усилению не требуются. Проведенная оценка имеющихся в строительных конструкциях резервов несущей способности (обеспеченность прочностных характеристик, резервов за счет упругопластической работы конструкций и т.д.) показала, что для сооружений I категории сейсмостойкости запас относительно принятого в проекте уровня МРЗ составляет не менее 4,9 раз (0,62 g), для внутренней защитной оболочки – не менее 4,3 раз (0,51 g).

Пороговое значение ускорений, указанное выше для сооружений I категории по сейсмостойкости, определено с достаточной степенью консервативности. При снятии консерватизма пороговый уровень может быть еще увеличен. Конструкции выполнены из монолитного армированного железобетона, что исключает хрупкий мгновенный отказ (*cliff-edge effect*) при повышении уровня сейсмического воздействия.

Основное оборудование РУ: реактор (кроме металлоконструкций БВ), ПГ, ГЦНА, ГЦТ, КД, БЭР, соединительный трубопровод обладают необходимыми запасами для восприятия нагрузок при МРЗ 8 баллов.

Условия прочности при МРЗ интенсивностью 8 баллов не обеспечиваются для САОЗ, трубопроводов впрыска и сброса системы компенсации давления, металлоконструкций верхнего блока реактора, бассейна выдержки отработавшего топлива. Тяга антисейсмического раскрепления ГЦНА не обладает достаточной прочностью для сочетания нагрузок НЭ + ПЗ (7 баллов) + ПА.

Пороговым значением прочности оборудования и трубопроводов при сейсмическом воздействии является уровень МРЗ 7 баллов, принятый в проекте БелАЭС с ускорением 0,12 g. При превышении данного порогового уровня имеется запас прочности до наступления относительной пластической деформации 0,2 % не менее 1,07 раза за счет определения допускаемого напряжения как $[\sigma] = \max\{R_m^T/2.6, \sigma_{p0,2}^T/1.5\}$. С учетом принятого запаса по прочности для оборудования и трубопроводов величина максимального допустимого ускорения составляет $0,12 \times 1,07 = 0,13$ g. При дальнейшем повышении напряжений следует ожидать появления зон оборудования и трубопроводов со значительной пластической деформацией.

Площадка АЭС не подвержена затоплению со стороны окружающих рек и водохранилищ, т.к. планировочная отметка площадки (179,3 м ЕС) на 51,5 м выше уровня подъема воды 0,01% обеспеченности. Этот сценарий учитывает прорыв плотин, наивысшие уровни половодий и дождевых паводков с учетом ледовых заторов, ветровых нагонов и других опасных факторов.

Системы водоотведения верхних вод (пластовый дренаж, ливневая канализация и нагорная канава) запроектированы с учетом прохождения экстремальных осадков.

Проектными решениями по нагорной канаве обеспечивается пропуск расчетного расхода воды, при этом исключается возможность в период эксплуатации возникновения процесса заиливания и застания канав растительностью (засорение), приводящую к отказу работы данной системы водоотведения.

При отключении электроэнергии и неработоспособности насосных систем ливневой канализации часть объема осадков будет находиться в трубопроводах и колодцах систем канализации. Оставшийся расчетный объем будет распределен по всей площади АЭС и слой осадка составит 5,3 мм. В виду того, что отмостка вокруг зданий составляет 150 мм, а сами здания имеют гидроизоляцию стен подземной части, данное подтопление влияния на размещаемое в зданиях оборудования не окажет.

Таким образом, затопление с подъемом воды до уровня первого этажа зданий невозможно. Специальных мер в проекте по предотвращению затопления не требуется.

Определенные для площадки максимальные значения экстремальных климатических условий значительно ниже тех, что использовались при проектировании.

Для исключения повреждения топлива в реакторе в аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС при работе реакторной установки на мощности требуется в течение не позднее 72 ч с начала аварии (при условии использования запасов воды 4-х БАОТ) принять меры по восстановлению и поддержанию запаса воды в БАОТ с целью обеспечения работы СПОТ (при воздействии всех БАОТ). В этом случае запас времени до начала разогрева активной зоны реактора и превышения максимального проектного предела повреждения твэла максимальной мощности будет определяться запасом борного раствора в емкостях САОЗ. Инженерная оценка показывает, что запас времени до начала разогрева активной зоны реактора при условии сохранения скорости снижения давления в первом контуре (а, соответственно, и в емкостях САОЗ) может составлять от 13 до 15 суток с начала аварии [31]. Впоследствии требуется восстановить штатное электроснабжение АЭС и осуществлять подачу борного раствора в первый контур штатными средствами.

Для исключения повреждения топлива в БВ при аварии с потерей всех источников переменного тока на АЭС при работе реакторной установки на мощности в течение времени не более 41 часа (наиболее консервативный вариант) необходимо подать воду в БВ с расходом не менее 7 кг/с.

16-20 января в Республике Беларусь проведена миссия МАГАТЭ по оценке безопасности Белорусской АЭС (SEED-миссия). В ходе миссии был осуществлен анализ внешних воздействий (характеристика внешних воздействий как природного, так и техногенного характера), изучение проектных параметров площадки строительства, обеспечение мониторинга площадки и окружающей среды и учет уроков аварии на Фукусимской АЭС.

По итогам миссии эксперты МАГАТЭ отметили, что параметры проекта станции учитывают характерные для площадки внешние угрозы, такие как землетрясения, наводнения и экстремальные погодные условия, а также события, вызванные человеческим фактором. Международные эксперты отметили, что программы мониторинга угроз, которые будут осуществляться на протяжении всего жизненного цикла Белорусской АЭС, достаточны и должным образом предусмотрены в проекте АЭС. Также отмечено, что белорусской стороной приняты дополнительные меры, связанные с внешними событиями в свете уроков аварии на Фукусиме.

8.2 Проблемы безопасности

Здания и сооружения имеют значительный запас прочности относительно проектного сейсмического воздействия. Пороговых эффектов для зданий и сооружений при сейсмическом воздействии не возникает.

Для повышения сейсмостойкости АЭС могут быть предусмотрены меры, представленные в разделе 8.3.1.

Площадка АЭС не подвержена затоплению. Для определения запасов безопасности по отношению к затоплению был проведен консервативный анализ постулированного режима затопления систем и элементов СБ и СВБ, расположенных ниже отметки 0.00. Результаты анализа показывают, что при затоплениях оборудования СБ и СВБ, расположенного ниже отм. 0.00, АЭС может быть переведена в безопасное состояние и поддерживаться в данном состоянии в течение следующего времени:

- в части РУ: отвод остаточных тепловыделений осуществляется БРУ-А или СПОТ ПГ не менее 72 часов.
- в части БВ: отвод остаточных тепловыделений осуществляется за счет кипения воды (при отказе системы FAK вследствие затопления) в течение не менее 41 часа.

Постулируя затопление площадки АЭС как исходное событие, для увеличения времени нахождения АЭС в безопасном состоянии могут быть предусмотрены меры, перечисленные в разделе 8.3.2.

В отчете подтверждается обеспечение безопасности АЭС при исходных событиях, связанных с потерей электроснабжения и потерей конечного поглотителя тепла, включая комбинацию исходных событий, произошедших на АЭС «Фукусима-1».

Однако, для повышения устойчивости АЭС к событиям, происходящим на нескольких энергоблоках АЭС одновременно, могут быть предусмотрены меры, повышающие устойчивость АЭС к потере электроснабжения и потере конечного поглотителя тепла, перечисленные в разделе 8.3.3.

Мероприятия, учитывающие результаты проведенной переоценки безопасности Белорусской АЭС будут осуществляться в рамках Программы повышения безопасности Белорусской АЭС с учетом степени их влияния на безопасность.

В отношении предложенных мероприятий, в рамках Программы повышения безопасности, Техническим советом Предприятия будут предложены решения, об их необходимости, срокам и порядку реализации, в соответствии с предусмотренным порядком. Предусмотрены следующие этапы Программы повышения безопасности:

1. Обоснование необходимости внедрения модификации.
2. Разработка проекта модификации.
3. Предварительное утверждение проекта модификации.
4. Решение вопросов финансирования внедрения модификации.
5. Информирование заинтересованных органов государственного управления (Госатомнадзор и Министерство энергетики) и при необходимости согласование с ними проекта модификации.
6. Окончательное утверждение и включение проекта модификации в перечень мероприятий Программы.
7. Определение исполнителя работ по внедрению модификации.

8.3 Возможные меры по повышению безопасности АЭС в дальнейшем

8.3.1 Возможные меры по повышению безопасности АЭС при землетрясении

В целях повышения сейсмостойкости могут быть предусмотрены следующие мероприятия:

1. Для трубопроводов САОЗ и СКД, а также трубопроводных систем малого диаметра может быть повышена сейсмостойкость путем установки дополнительных антисейсмических опор по длине трубопроводов.

2. Для повышения сейсмостойкости ГЕ САОЗ и стеллажей бассейна выдержки может быть изменена конструкция опор. Для стеллажей БВ могут быть установлены ограничители перемещений стеллажей в горизонтальной плоскости. Для повышения сейсмостойкости металлоконструкции БВ можно ввести дополнительное сейсмическое раскрепление. Раскрепления предполагается установить на металлоконструкции БЭР, для ограничения колебаний конструкции.

3. Для повышения сейсмостойкости тяги антисейсмического раскрепления ГЦНА при повышенном уровне землетрясения (МРЗ 8 баллов, ПЗ 7 баллов) для сочетания нагрузок НЭ+ПЗ+ПА необходимо ее усиление.

4. Для систем безопасности и систем, важных для безопасности дополнительные меры по повышению уровня сейсмостойкости могут быть определены по решению эксплуатирующей организации после пуска станции, на базе методики SMA [31]. При использовании данной методики в технологической схеме выделяются элементы, необходимые для безопасного останова эксплуатирующейся АЭС, в отношении которых выполняются соответствующие оценки. Анализ выполняется на базе инженерного опыта с использованием результатов сейсмических обходов АЭС, информации о реальном

состоянии раскрепления оборудования и т.п. Необходимость повышения уровня сейсмостойкости АЭС будет определена эксплуатирующей организацией, на основе экспертных заключений национальных или международных организаций.

5. Для смягчения последствий землетрясений, превышающих проектные требования, предлагается ряд организационных мероприятий:

5.1. выполнить оценку документации по действиям персонала в случаях развития аварийных ситуаций при землетрясениях, для сейсмического воздействия выше проектного;

5.2. доработка документации по действиям персонала по диагностике состояния станции, восстановлению условий нормальной эксплуатации, восстановлению нарушенных функций безопасности и предотвращения или ограничения последствий повреждения активной зоны, в т.ч. Технологического регламента, Инструкции по ликвидации аварий на реакторной установке, Руководства по управлению запроектными авариями, Руководства по управлению тяжелыми авариями, а также Плана мероприятий по защите персонала в случае аварии, где будут приведены разделы, предусматривающие меры для решения задач:

- обеспечение остановки энергоблока при прохождении сигнала АЗ, как автоматическими действиями (как основной метод решения задачи), так и управляющими действиями персонала;
- использование, при необходимости, корректирующих действий персоналом;
- поддержание активной зоны под заливом теплоносителя и обеспечение его циркуляции;
- приведение энергоблока в конечное состояние, действиями персонала, позволяющее выполнить восстановительные работы;
- управление оборудованием систем НЭ, систем важных для безопасности, для приведения энергоблока в конечное безопасное состояние и для ограничения радиационных последствий нарушений и аварий;
- надежное поддержание резервными средствами управления заданного режима АЭС, при отказе основного вида управления, в течение регламентируемого времени на восстановление отказа;
- оценка степени разрушений на АЭС, вызванных землетрясением;
- сохранение или восстановление функций систем и оборудования при разрушениях вызванных землетрясением;
- локализация аварий, ограничение их развития с обеспечением пределов безопасной эксплуатации за счет обеспечения подkritичности активной зоны, сохранения ее под заливом теплоносителя (с учетом предусмотренных проектных запасов, быстродействия и эффективности защитных систем);
- обеспечение целостности ненарушенных физических барьеров;
- достижение конечного состояния, при котором прекращена цепная реакция деления, обеспечена подkritичность реактора и исключена повторная критичность активной зоны, в том числе с учетом ее возможного повреждения;
- предотвращение (ослабление) тяжелого повреждения топлива, как автоматическими действиями систем, так и управляющими действиями персонала;
- предотвращение повреждения корпуса реактора и оборудования первого контура;
- предотвращение повреждения защитной оболочки;
- предотвращение тяжелого повреждения активной зоны и снижение последствий тяжелого повреждения активной зоны;
- ограничение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

5.3. организовать на период эксплуатации АЭС постоянную (стационарную) локальную сеть сейсмологических наблюдений для получения текущей объективной

информации об изменениях геодинамической ситуации в районе расположения объекта, путем регистрации слабых землетрясений, которые возникают на активизированных тектонических структурах; получения новых данных о резонансных свойствах грунтов на площадке АЭС для защиты от будущих максимальных землетрясений, путем внесения изменений в собственные периоды колебаний объектов и ответственных конструкций во избежание возникновения резонансных эффектов; получения уточненных и дополнительных данных для определения количественных параметров проектного (ПЗ) и максимального расчетного землетрясений (МРЗ) из местных и удаленных сейсмоактивных зон, для построения уточненных расчетных акселерограмм и спектров реакции; получения текущей информации о параметрах сейсмических воздействий на здания и ответственные конструкции при реализации сильных местных и удаленных землетрясений, необходимой для принятия решений о целесообразности дополнительной проверки надежности сооружений и оборудования, переживших ощутимые сейсмические воздействия; получения дополнительной информации, для настройки параметров датчиков вибрационной защиты

8.3.2 Возможные меры по повышению безопасности АЭС при затоплении

Для повышения устойчивости АЭС к затоплению могут быть предусмотрены следующие мероприятия:

1. В части отвода тепла от РУ по истечении 72 часов необходимо организовать подпитку баков LCU от площадочных и внеплощадочных источников воды.

2. В части отвода остаточных тепловыделений от бассейна выдержки:

по истечении 41 часа необходимо организовать подпитку БВ. Данное мероприятие может быть осуществлено путем подключения нештатных средств (пожарной машины с насосным агрегатом производительностью 40 л/с и напором 100 м), к двум технологическим разъемам системы JNB50, расположенным с внешней стороны здания УJE (на отметках +0.690 и +0.730, при этом забор воды происходит от баков LCU, через насосную установку пожарной машины и далее, по трубопроводам системы JNB50, подается в бассейн выдержки) с установленными на них фланцами с заглушками;

изменение технологической схемы системы JNB50 путем врезки байпаса обратного клапана на линии подпитки БАОТ. Данное решение позволит осуществлять подпитку бассейна выдержки по истечении 41 часа оперативным персоналом.

8.3.3 Возможные меры по повышению безопасности АЭС при потере электроснабжения и потере конечного поглотителя тепла

Для увеличения времени нахождения АЭС в безопасном состоянии при потере электроснабжения и потере конечного поглотителя тепла необходимо обеспечить реализацию мер, представленных в разделах 6.1.5, 6.2.5, 6.3.3 настоящего доклада, а также можно рекомендовать меры аналогичные представленным в разделе 8.3.2.

Дополнительно требуется рассмотреть вопрос по обеспечению возможности подзарядки АБП.

Для обеспечения надежного подключения ПДГУ возможно предусмотреть ее укомплектование резервными средствами обеспечивающими подключение ПДГУ на штатном месте размещения.

Также для повышения устойчивости АЭС к потере электроснабжения и потере конечного поглотителя тепла одновременно на двух энергоблоках АЭС будет предусмотрено наличие двух передвижных ДГУ, по одной ПДГУ на каждый энергоблок АЭС.

Дополнительно требуется оценить возможность и целесообразность организации аварийного электроснабжения от Яновской и Вилейской ГЭС и оценить эффективность их

использования в ситуации полной потери электроснабжения.

8.3.4 Возможные меры по повышению безопасности АЭС в части управления авариями

Для управления авариями на Белорусской АЭС разрабатываются и вводятся в действие ИЛА, РУЗА и РУТА (симптомно-ориентированные), в состав которых включается порядок и критерии перехода от одного руководства или инструкции к другому, а также области их применения и взаимные связи.

Описание организационных мер и технических мероприятий по управлению авариями, в том числе и тяжелыми, приведено в разделе 7 настоящего документа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Конвенция о раннем оповещении о ядерной аварии (с 1987 г.).
2. Конвенция о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации (с 1987 г.).
3. Договор о нераспространении ядерного оружия (Гарантии МАГАТЭ) (с 1993 г.).
4. Конвенция о физической защите ядерного материала (с 1993 г.).
5. Соглашение между Республикой Беларусь и Международным агентством по атомной энергии о применении гарантий в связи с Договором о нераспространении ядерного оружия (1995 г.).
6. Конвенция о гражданской ответственности за ядерный ущерб (Венская конвенция) (с 1998 г.).
7. Конвенция о доступе к информации, участии общественности в процессе принятия решений и доступе к правосудию по вопросам, касающимся окружающей среды» (Орхусская конвенция) (с 1999 г.).
8. Конвенция о ядерной безопасности (с 1999 г.).
9. Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (с 2001).
10. Протокол о внесении поправок в Венскую конвенцию о гражданской ответственности за ядерный ущерб (с 2003 г.).
11. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (с 2003 г.).
12. Международная конвенция о борьбе с актами ядерного терроризма (с 2005 г.).
13. Конвенция об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте (Конвенция Эспо) (с 2005 г.).
14. Дополнительный протокол к Соглашению между Республикой Беларусь и МАГАТЭ о применении Гарантий в связи с Договором о нераспространении (подписан в 2005 г., процедура ратификации не завершена).
15. Постановление Совета Безопасности Республики Беларусь от 31 января 2008 г. №1 «О развитии атомной энергетики в Республике Беларусь».
16. Закон Республики Беларусь от 30 июля 2008 г. «Об использовании атомной энергии».
17. Закон Республики Беларусь от 5 января 1998 г. «О радиационной безопасности населения».
18. Указ Президента Республики Беларусь от 1 сентября 2010 г. №450 «О лицензировании отдельных видов деятельности».
19. Указ Президента Республики Беларусь от 16.02.2015 №62 «Об обеспечении безопасности при сооружении Белорусской атомной электростанции».
20. Указ Президента Республики Беларусь от 29 декабря 2006 г. №756 «О некоторых вопросах Министерства по чрезвычайным ситуациям».
21. Распоряжение Премьер-министра Республики Беларусь от 4 мая 2017 г. № 158р «О создании межведомственной рабочей группы».
22. ТКП 566-2015 «Оценка частоты тяжелого повреждения активной зоны реактора (для внешних исходных событий природного и техногенного характера)».
23. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Требования к проведению стресс-тестов (целевой переоценки безопасности) атомной электростанции», утвержденные постановлением МЧС Республики Беларусь от 12.04.2017 № 12.
24. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 7 декабря 2010 г. №1781 «Об утверждении Положения о порядке проведения экспертизы документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при осуществлении

деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения».

25. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 25.02.2015 №133 «Об утверждении Положения об организации и осуществлении контроля (надзора) за обеспечением безопасности при сооружении и вводе в эксплуатацию Белорусской атомной электростанции».

26. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 30 декабря 2011 г. №1791 «О создании рабочей группы для координации осуществления государственного контроля (надзора) за строительством атомной электростанции».

27. Закон Республики Беларусь от 5 мая 1998 г. «О защите населения и территории от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера».

28. Уголовный кодекс Республики Беларусь от 9 июля 1999 г.

29. Кодекс об административных правонарушениях Республики Беларусь от 21 апреля 2003 г.

30. Информационно-коммуникационная стратегия Госатомнадзора на 2016-2018 годы и на период до 2020 года, одобренная решением коллегии Госатомнадзора 28 января 2016 г.

31. Отчет о проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС» БЛ-11752.

32. Анализ сейсмостойкости основного оборудования реакторной установки блоков 1,2 Белорусской АЭС при МРЗ 8 баллов, 491-Пр-1975.

33. Указ Президента Республики Беларусь от 29 марта 2011г. № 124 «О мерах по реализации международных договоров в области гражданской ответственности за ядерный ущерб».