

## Раздел 3 Концепция обеспечения безопасности АЭС

### 3.1 Основные принципы и критерии обеспечения безопасности АЭС

#### 3.1.1 Нормативные документы по безопасности

Проект энергоблока с ВВЭР-1200 разрабатывается в соответствии с действующей в России нормативной документацией.

Нормативным актом высшего уровня, которым руководствуются разработчики проекта энергоблока Белорусской АЭС, является «Федеральный закон Российской Федерации об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ, распространяющийся на деятельность в области атомной энергетики, ядерных материалов, защиты окружающей природной среды и определяющий социальные гарантии граждан.

Разработка проекта энергоблока Белорусской АЭС осуществляется в соответствии с требованиями действующих в России специальных правил, норм и стандартов в области использования атомной энергии, а также в соответствии с требованиями отраслевой и нормативной документацией предприятий.

При разработке проекта энергоблока Белорусской АЭС учитываются направления развития специальных правил и норм по безопасности в атомной энергетике в сторону усиления требований нормативной документации по обеспечению радиационной и ядерной безопасности.

При использовании международного опыта учитываются следующие материалы:

- рекомендации и нормы безопасности МАГАТЭ;
- требования Европейских эксплуатирующих организаций к проектам атомных станций нового поколения с реакторами типа LWR (European Utility Requirements (EUR), Revision «С»);
- материалы NRC.

При проектировании также учитываются нормы и правила, входящие в состав «Указателя основных действующих нормативных документов, регламентирующих обеспечение безопасной эксплуатации энергоблоков АС», АО «Концерн Росэнергоатом».

#### 3.1.2 Основные критерии безопасности и проектные пределы

Технический проект РУ базируется на критериях и принципах безопасности, установленных в «Общих положениях обеспечения безопасности атомных станций», «Правилах ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» и других нормативных документах Российской Федерации.

Руководства по безопасности и другие рекомендации, выпущенные МАГАТЭ, а также требования европейских энергетических компаний для АЭС с PWR учитывались при проектировании.

Проект РУ выполнен с учетом всего спектра состояний АЭС.

В соответствии с EUR все 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 /1/ соответствует запроектным авариям. Это делается для того, чтобы обозначить необходимость 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 анализах определен размер течи первого контура, при котором отсутствует кризис теплообмена);
- проектными авариями разгерметизации второго контура;
- непопадкой 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 °С;
- 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.

### **3.1.3 Принципы построения систем безопасности**

В соответствии с концепцией глубоко эшелонированной защиты в проекте предусмотрены системы безопасности, предназначенные для выполнения следующих основных функций безопасности в условиях отказа или проектной аварии:

- остановка реактора;
- обеспечения достаточности количества теплоносителя в реакторе;
- обеспечения целостности первого и второго контуров (кроме аварий, для которых исходным событием является разрыв трубопроводов первого или второго контуров);
- отвода тепла от активной зоны реактора;
- отвода тепла от первого контура и его расхолаживание;

- отвода тепла от отработавшего топлива в бассейне выдержки.

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

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

Защитные системы безопасности, входящие в состав РУ и выполняющие основные функции безопасности, включают в себя:

- систему управления и защиты реактора;
- пассивную часть системы аварийного охлаждения зоны (емкости САОЗ первой ступени);
- систему защиты первого контура от превышения давления.

В состав систем РУ, предназначенных для управления с целью локализации или смягчения последствий запроектных аварий, входят:

- система аварийного газоудаления;
- дополнительная линия управления ИПУ КД.

Подробное описание систем безопасности и систем, предназначенных для управления запроектными авариями, представлено в разделе 13.

### **3.1.4 Использование принципа внутренней самозащищенности реакторной установки**

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 самоглушение, 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 по удельному объему теплоносителя и температуре топлива, по мощности реактора, суммарного коэффициента реактивности по температуре теплоносителя и температуре топлива 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 подкритичности.

### 3.1.5 Принцип глубокоэшелонированной защиты

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. Это топливная матрица, оболочки ТВЭлов, граница давления первого контура, герметичное ограждение реакторной установки, биологическая защита.

Система физических барьеров представлена ниже, на рисунке 3.1.5.



Рисунок 3.1.5 Система физических барьеров

Для обеспечения эффективной защиты барьеров Белорусской АЭС предусматривается несколько уровней защиты АЭС. Каждый уровень 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.

Принципиальные положения применения многоуровневой защиты при проектировании энергоблока представлены в таблице 3.1.1.

Таблица 3.1.1. Уровни защиты АЭС

Уровень защиты	Основные цели, решаемые на уровне защиты
Уровень 1 (Условия размещения АЭС и предотвращение нарушений нормальной эксплуатации)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- оценка и выбор площадки, пригодной для размещения АЭС;</li> <li>- разработка проекта на основе консервативного подхода с развитым свойством внутренней самозащищенности РУ;</li> <li>- обеспечение требуемого качества систем (элементов) АЭС и выполняемых работ;</li> <li>- эксплуатация АЭС в соответствии с требованиями нормативных документов, технологических регламентов и инструкций по эксплуатации;</li> <li>- поддержание в исправном состоянии систем (элементов), важных для безопасности, путем своевременного определения дефектов, принятия профилактических мер, замены выработавшего ресурс оборудования и организация эффективно действующей системы документирования результатов работ и контроля;</li> <li>- подбор и обеспечение необходимого уровня квалификации персонала АЭС для действий при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая предаварийные ситуации и аварии, формирование культуры безопасности;</li> <li>- установление санитарно-защитной зоны, а также зоны наблюдения вокруг АЭС, на которой осуществляется планирование защитных мероприятий.</li> </ul>
Уровень 2 (Предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- выявление отклонений от нормальной работы и их устранение;</li> <li>- управление при эксплуатации с отклонениями</li> </ul>
Уровень 3 (Предотвращение запроектных аварий системами безопасности)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- предотвращение перерастания исходных событий в проектные аварии, а проектных аварий – в запроектные с применением систем безопасности;</li> <li>- ослабление последствий аварий, которые не удалось предотвратить, путем локализации выделяющихся радиоактивных веществ.</li> </ul>
Уровень 4 (Управление запроектными авариями)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий;</li> <li>- защита герметичного ограждения от разрушения при запроектных авариях и поддержание его работоспособности;</li> <li>- возвращение АЭС в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах</li> </ul>
Уровень 5 (Противоаварийное планирование)	<ul style="list-style-type: none"> <li>- подготовка и осуществление при необходимости планов противоаварийных мероприятий на площадке АЭС и за ее пределами</li> </ul>

Принцип глубоководной защиты в полной мере применен в проекте Белорусской АЭС.

### 3.1.6 Технические средства защиты барьеров

#### 3.1.6.1 Общие положения

На основании рекомендуемого перечня исходных событий («Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами типа ВВЭР»), предварительных проработок по ВАБ АЭС с ВВЭР-1200 (краткая информация представлена в разделе б), перечня проектных аварий, определены основные и вспомогательные функции защиты и безопасности, которые должны выполняться для

предотвращения аварий или ограничения их последствий. Эти данные положены в основу для разработки систем безопасности и специальных технических средств управления ЗПА.

Для выполнения функций защиты и безопасности на каждом уровне защиты в проекте АЭС с ВВЭР-1200 предусмотрены и обоснованы технические средства, включая специальные средства для останова реактора, поддержания его в подкритическом состоянии, отвода остаточного тепла и локализации выбросов радиоактивных продуктов.

### **3.1.6.2 Технические средства, предусмотренные на уровне 1**

Целью уровня 1 (таблица 3.1.1) 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. Технические средства контроля и регистрации обеспечивают оперативный и административно-технический персонал необходимой и достаточной информацией для их деятельности при эксплуатации. Предусмотрена система контроля, управления и диагностики РУ (СКУД), которая выполняет диагностирование в процессе эксплуатации основного технологического оборудования РУ.

### **3.1.6.3 Технические средства защиты, предусмотренные на уровне 2**

Основные цели, решаемые на уровне 2 защиты представлены в таблице 3.1.1. Технические средства уровня 2 представлены системами нормальной эксплуатации. В таблице 3.1.2 представлены основные функции защиты уровня 2 и соответствующие технические средства, а также указан способ управления системами при возникновении аварийной ситуации.

Таблица 3.1.2 - Технические средства защиты уровня 2

Функция защиты	Система, выполняющая функцию защиты	Способ управления системой
1 Перевод реактора в подкритическое состояние	1.1 ПЗ реактора 1.2 Система подпитки и борного регулирования	Автоматически Оператор
2 Поддержание запаса котловой воды в ПГ, отвод тепла и расхолаживание РУ через второй контур	ВПЭН, БРУ-К	Автоматически Оператор
3 Поддержание запаса теплоносителя в активной зоне реактора, отвод тепла и расхолаживание РУ через первый контур	Система подпитки и борного регулирования, система планового расхолаживания первого контура, системы промконтура и технической воды	Автоматически Оператор
4 Ограничение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду	Резервированные системы нормальной эксплуатации, обеспечивающие очистку газовых выбросов и дебалансных вод	Автоматически Оператор
5 Обеспечение резервного электропитания систем нормальной эксплуатации	Система резервного электропитания от блочных дизель-генераторов	Автоматически
6 Обеспечение контроля и управления технологическими системами нормальной эксплуатации, в том числе важными для безопасности.	СКУ нормальной эксплуатации	Автоматически

### 3.1.6.4 Технические средства защиты, предусмотренные на уровне 3

Основные цели, решаемые на уровне 3, представлены в таблице 3.1.1. В таблице 3.1.3 представлены основные функции безопасности уровня 3 и соответствующие технические средства уровня 3 (системы безопасности), а также указан способ управления системами безопасности при возникновении аварии.

Таблица 3.1.3 - Технические средства защиты уровня 3

Функция безопасности	Система, выполняющая функцию безопасности	Способ управления системой
1 Перевод реактора в подкритическое состояние	АЗ реактора	Автоматически Оператор
2 Поддержание запаса теплоносителя в активной зоне реактора при высоком давлении в первом контуре	2.1 Система гидроемкостей 2.2 Система аварийного впрыска высокого давления	Автоматически
3 Поддержание запаса теплоносителя и отвод остаточного тепла от активной зоны реактора при низком давлении в первом контуре	Система аварийного впрыска низкого давления	Автоматически
4 Снижение давления в первом контуре при межконтурной течи из первого во второй контур	Система аварийного ввода бора	Автоматически
5 Сброс неконденсирующихся газов из первого контура	Система аварийного газоудаления	Автоматически
6 Отвод тепла от активной зоны реактора через парогенераторы	АПЭН + БРУ-А	Автоматически
7 Отвод тепла из объема герметичной оболочки	Спринклерная система	Автоматически
8 Защита герметичной оболочки от перевакуумирования	Задвижки на спринклерном коллекторе	Автоматически
9 Локализация герметичной оболочки	Система изолирующей арматуры	Автоматически
10 Локализация систем реакторного отделения по границе сейсмостойкости	Система изолирующей арматуры	Автоматически
11 Локализация аварийного парогенератора от систем второго контура и внешней среды	Система БЗОК	Автоматически
12 Защита первого контура от превышения давления	Система ПК КД	Автоматически
13 Защита второго контура от превышения давления	Система ПК ПГ	Автоматически
14 Удаление водорода из объема герметичной оболочки	Система удаления водорода из объема герметичной оболочки (1 подсистема)	Автоматически
15 Обеспечение резервного электропитания от аварийных дизель-генераторов	Система САЭ (2 категория электропитания)	Автоматически
16 Обеспечение аварийного электропитания от аккумуляторных батарей	Система САЭ (1 категория электропитания)	Автоматически
17 Обеспечение контроля и управления технологическими системами безопасности	Система УСБТ	Автоматически

### 3.1.6.5 Технические средства защиты, предусмотренные на уровне 4

Основные цели, решаемые на уровне 4 представлены в таблице 3.1.1. Технические средства уровня 4 представлены системами нормальной эксплуатации, системами безопасности, а также дополнительными техническими средствами по управлению ЗПА. В таблице 3.1.4 представлены основные функции защиты уровня 4 и соответствующие



дополнительные технические средства по управлению ЗПА, а также указан способ их управления.

Таблица 3.1.4 - Технические средства защиты уровня 4

<b>Функция защиты</b>	<b>Система, выполняющая функцию защиты</b>	<b>Способ управления системой</b>
1 Перевод реактора в подкритичное состояние	Система аварийного ввода бора (режим ATWS)	Автоматически
2 Отвод тепла и расхолаживание реакторной установки через парогенераторы	СПОТ ПГ	Автоматически
3 Отвод тепла от защитной оболочки	СПОТ ЗО	Автоматически
4 Снижения давления в первом контуре для исключения сценария выхода расплава из корпуса реактора при высоком давлении	СПОТ ПГ	Автоматически
5 Снижение газоаэрозольного выброса через неплотности двойной защитной оболочки	Аварийная вентиляционная система для поддержания разрежения и очистки среды в пространстве между оболочками	Автоматически
6 Подавление водорода в объеме герметичной оболочки	Система удаления водорода из герметичной оболочки (2 подсистема)	Автоматически
7 Локализация летучих форм йода в объеме герметичной оболочки	Система химического связывания летучих форм йода	Оператор
8 Локализация расплава топлива при аварии с разрушением корпуса реактора	Система удержания расплава активной зоны (ловушка)	Автоматически
9 Охлаждение расплава активной зоны в ловушке	Система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ	Оператор

С целью защиты систем от отказов по общей причине и повышению показателей безопасности АЭС в целом в проекте обеспечивается функциональное резервирование систем для выполнения основных функций безопасности, что показано в таблице 3.1.5.

Таблица 3.1.5 - Варианты функционального резервирования

<b>Функция безопасности</b>	<b>Основная система безопасности</b>	<b>Варианты функционального резервирования</b>
Управление реактивностью	Система аварийной защиты реактора	1. Система аварийного ввода бора 2. Система подпитки и борного регулирования
Отвод остаточного тепла от реакторной установки	Система аварийного расхолаживания (АПЭН + БРУ-А)	1. Система пассивного отвода тепла через ПГ (СПОТ ПГ) 2. Система нормального отвода тепла (БРУ-К + ВПЭН) 3. Расхолаживание через первый контур (система отвода остаточного тепла)
Поддержание достаточного запаса	Система аварийного впрыска низкого давления	Система аварийного впрыска высокого давления

<b>Функция безопасности</b>	<b>Основная система безопасности</b>	<b>Варианты функционального резервирования</b>
теплоносителя в реакторе для охлаждения активной зоны	Система аварийного впрыска высокого давления	Система подпитки и борного регулирования
Локализация радиоактивных продуктов (в части отвода тепла от контейнента)	Спринклерная система	Система пассивного отвода тепла из объема защитной оболочки (СПОТ 30)
Управляющие и обеспечивающие функции безопасности	УСБ подканал А <sup>*)</sup>	УСБ подканал В <sup>*)</sup>
	Аварийные дизель-генераторы	Блочный дизель-генератор
*) Подканалы А и В в каждом из четырех каналов УСБ выполняются на разнотипных аппаратных платформах (микропроцессорной технике и средствах «жесткой» логики)		

### 3.1.6.6 Обеспечение «уровней» защиты АЭС по электроснабжению

В соответствии с концепцией безопасности предусмотрены следующие системы электроснабжения, относящиеся соответственно к уровням защиты 1, 2 и 3:

- система электроснабжения технических средств нормальной эксплуатации;
- система надежного электроснабжения технических средств нормальной эксплуатации (блочный дизель-генератор и аккумуляторные батареи);
- система аварийного электроснабжения специальных технических средств (аварийные дизель-генераторы и аккумуляторные батареи).

Подробно материал представлен в разделе 11.

### 3.1.6.7 Обеспечение «уровней» защиты АЭС по контролю и управлению (СКУ)

Структура СКУ энергоблока с точки зрения обеспечения безопасности при отказах основывается на применении принципа «защиты в глубину». Многоуровневая защита с использованием различных систем управления обеспечивает выполнение каждой основной функции в течение всего времени действия различных эксплуатационных режимов на различных «уровнях» эшелонированной защиты, подразделяющихся в соответствии с серьезностью вызываемых нарушений на:

Уровень 1 – предотвращение нарушений нормальных условий эксплуатации для обеспечения надежной эксплуатации энергоблока и уменьшения вероятности возникновения исходных событий аварий. С этой целью используются системы контроля и управления нормальной эксплуатации, которые осуществляют контроль и управление для:

- ведения основного технологического процесса;
- поддержания и ограничения воздействия на физические барьеры в рамках эксплуатационных пределов;
- обеспечения условий жизнедеятельности персонала;
- ограничения радиационного воздействия на персонал, население, окружающую среду.

Уровень 2 – ослабление последствий нарушения нормальных условий эксплуатации. С этой целью используются системы контроля и управления нормальной эксплуатации, включая важные для безопасности, которые осуществляют контроль и управление для:

- ведения (ограничения, прекращения) основного технологического процесса;
- поддержания и ограничения воздействий на физические барьеры в рамках пределов и условий безопасной эксплуатации;

- контроля за критическими функциями безопасности, параметрами безопасности и готовностью систем безопасности;
- обеспечения условий жизнедеятельности персонала;
- ограничения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Уровень 3 – при проектных авариях приводятся в действие системы безопасности. Для этого используются управляющие системы безопасности, которые в соответствии с разработанным алгоритмом автоматических защитных действий останавливают реактор, запускают системы безопасности (защитные, локализирующие, обеспечивающие), возвращая энергоблок в контролируемое состояние, и обеспечивают операторов информационной поддержкой. При необходимости используются корректирующие действия оператора.

Безопасность АЭС обеспечивается за счет:

- надежного прекращения основного технологического процесса;
- поддержания и ограничения воздействия на физические барьеры в рамках максимальных проектных пределов;
- контроля за критичностью РУ, параметрами безопасности и работой систем безопасности;
- обеспечения условий жизнедеятельности персонала;
- ограничения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Уровень 4 – ограничение последствий запроектных аварий. Для этого используются любые доступные системы контроля и управления, а также дополнительные системы, предназначенные для поддержания условий жизнедеятельности оперативного персонала и защиты системы герметичных ограждений от воздействий, определяемых, в том числе, и возможным разрушением остальных физических барьеров.

Системы контроля и управления и организационные меры должны обеспечить в этой ситуации:

- прекращение основного технологического процесса;
- поддержку и ограничение воздействий на физические барьеры с целью не превышения максимального проектного предела по системе герметичных ограждений;
- обеспечение условий жизнедеятельности персонала;
- ограничения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду таким образом, чтобы не достигались критерии по вводу в действие мероприятий по защите населения.

Концепция безопасности предусматривает три пункта управления и контроля состояния барьеров и технических и специальных технических средств:

*Блочный пункт управления (БПУ)*

БПУ - основной пункт управления, с которого осуществляется контроль и управление АЭС на всех уровнях защиты.

*Резервный пункт управления (РПУ)*

РПУ - дополнительный пункт управления, физически отделенный от БПУ, на котором размещено достаточное количество контрольно-измерительных приборов и оборудования для управления, с тем, чтобы можно было остановить реактор и поддерживать его в подкритическом состоянии, отводить остаточное тепло и контролировать важнейшие параметры станции, если будет потеряна возможность осуществлять эти функции безопасности с БПУ, а также осуществлять послеаварийные мероприятия (Уровень 3, 4).

*Защищенный пункт управления противоаварийными действиями (ЗПУПД)*

В ЗПУПД - аварийном пункте управления, физически отделенным от БПУ и РПУ, размещено минимально необходимое количество контрольно-измерительных приборов и оборудования для управления, с тем, чтобы обеспечить контроль важных параметров АЭС и радиационной обстановки на АЭС и в непосредственной близости от нее для приведения в действие плана защитных мероприятий (Уровень 4, 5).

*«Черный ящик»*

«Черный ящик» предназначен для регистрации и хранения информации по основным параметрам АЭС, достаточной для выполнения анализа аварийных режимов, включая тяжелые аварии с плавлением активной зоны (Уровень 4, 5).

Подробно материал представлен в подразделе 9.8 настоящей главы и в главе 7.

### 3.1.7 Учет основных принципов проектирования

Основные принципы проектирования технических и специальных технических средств, обеспечивающих безопасность АЭС с ВВЭР-1200, соответствуют требованиям действующих нормативных документов России и рекомендациям МАГАТЭ (раздел 3.1.1).

В таблице 3.1.6 представлен перечень основных принципов проектирования технических и специальных технических средств, используемых в проекте.

Таблица 3.1.6. Основные принципы проектирования технических и специальных технических средств

Принцип проектирования	Реализация в проекте
Принцип единичного отказа	Детерминистически положен в основу всех СБ за счет применения четырехканальной структуры (таблица 3.1.7)
Пассивность	1. Применяется для отдельных систем/элементов СБ (например: обратный клапан, гидроемкость САОЗ под давлением азота, разрывная мембрана) 2. Применены пассивные технические средства управления ЗПА (СПОТ ПГ, СПОТ ЗО), резервирующие критические функции безопасности (таблица 3.1.5)
Многоканальность	Применяется. В проекте применена четырех-канальная структура СБ, в том числе обеспечивающих и управляющих систем безопасности (таблица 3.1.7)
Разнообразие	Применяется. Резервирование систем безопасности по выполнению основных функций безопасности выполняют системы, использующие отличное от СБ оборудование и, по возможности, принцип действия (таблица 3.1.5)
Физическое разделение	Применяется. Все четыре канала СБ, включая обеспечивающие и управляющие системы безопасности, территориально разделены, что обеспечивает защиту от отказов по общей причине при пожаре, падении самолета, терроре. Пункты управления энергоблоком (БПУ, РПУ, ЗПУПД) также разнесены по различным помещениям/зданиям

Условия, возникающие при проектных авариях, являются расчетными для систем безопасности.

Выбор расчетных характеристик систем безопасности выполняется на основании детерминистских предположений относительно отказов и функционирования компонентов и систем.

Действие систем безопасности при выполнении ими конкретных функций безопасности рассчитывается с учетом следующих отказов на каждую функцию безопасности:

- отказ канала системы вследствие исходного события в том случае, если исходное событие возможно на этой системе безопасности (например, разрыв напорной магистрали до обратного клапана), а также как зависимый отказ;
- отказ канала системы безопасности вследствие наихудшего единичного отказа одного из активных элементов этого канала или пассивных элементов, имеющих механические движущиеся части;
- обслуживание или ремонт одного из каналов систем безопасности в том случае, когда техническое обслуживание или ремонт предусмотрен проектом этой системы безопасности.

В соответствии с детерминистским подходом проектирования технических средств, направленных на предотвращение проектных аварий, учитываются на каждое расчетное исходное событие:

- одна независимая от исходного события ошибка персонала;
- приводящие к нарушению пределов безопасной эксплуатации не обнаруживаемые отказы всех неконтролируемых при эксплуатации элементов, влияющих на развитие аварии;
- такой выбор начальных и граничных условий, который неблагоприятно влияет на результаты.

Начальные условия соответствуют уставкам срабатывания систем безопасности или максимальному отклонению при работе реактора на 100 % Nном.

Критерии эффективности выполняемых системами безопасности функций безопасности для каждой системы безопасности назначаются в техническом задании на теплогидравлические расчеты для подтверждения и оптимизации характеристик систем, важных для безопасности реакторной установки на основании перечня «Приемочных критериев». Там же приводится определяющий режим для каждой системы безопасности, который проверяется и уточняется расчетом.

Целью теплогидравлических расчетов режимов работы РУ является определение (проверка) проектных пределов, при которых данный режим остается на планируемом уровне защиты АЭС с учетом технических мер, предусмотренных проектом для предотвращения и ослабления влияния воздействий, которые могут возникать в результате исходных событий.

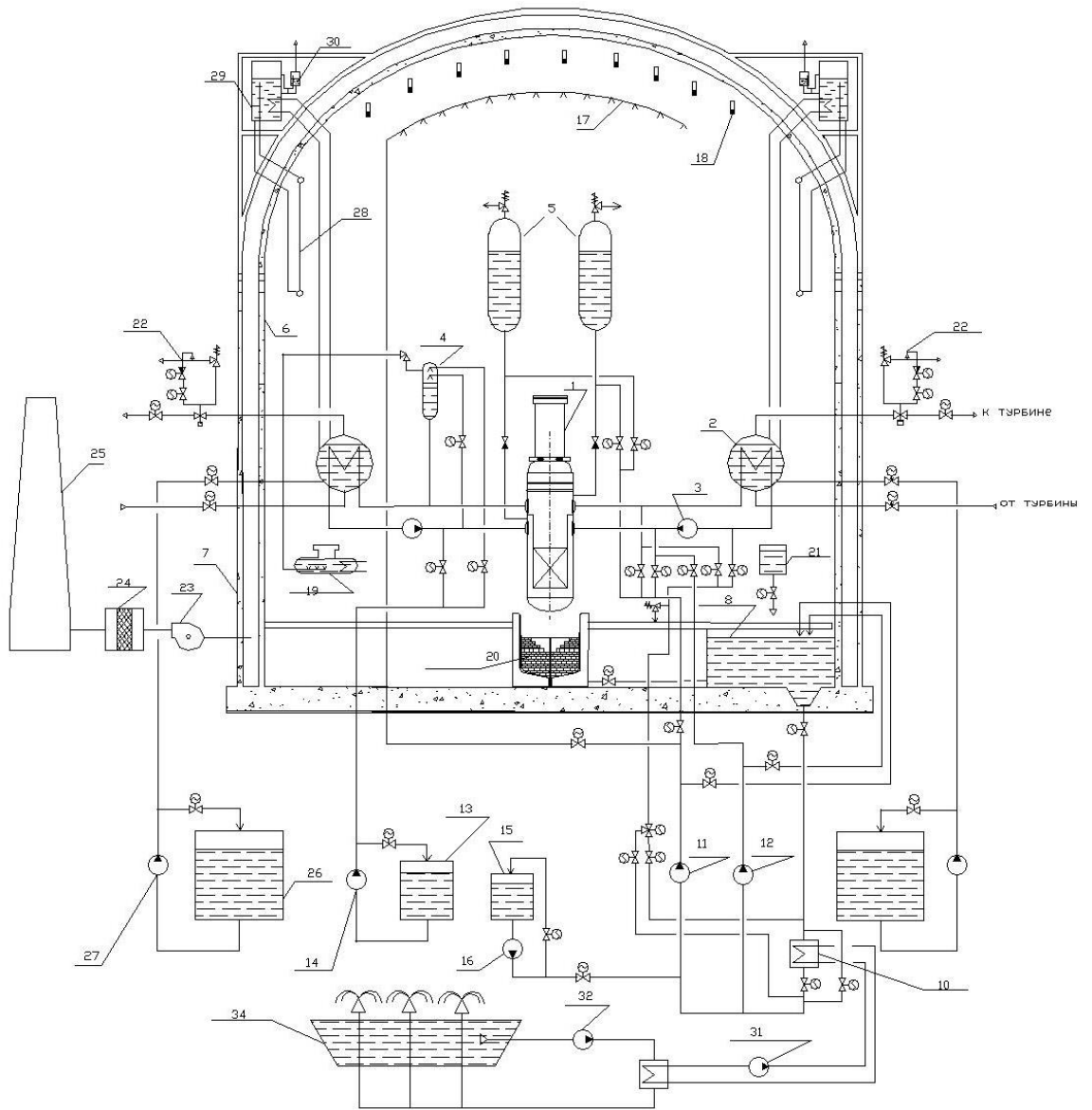
### **3.1.8 Структура специальных технических средств**

Учитывая изложенное в пунктах 3.1.4 и 3.1.5 для обеспечения требуемой НД и техническим заданием на АЭС степени безопасности АЭС, в проекте определен комплекс систем безопасности и дополнительных технических средств по управлению ЗПА. Перечень этих систем и их структура представлены в таблице 3.1.7.

На рисунке 3.1.1 представлена упрощенная принципиальная схема систем безопасности и дополнительных технических средств по управлению ЗПА проекта АЭС с ВВЭР-1200.

Таблице 3.1.7 - Комплекс систем безопасности и дополнительных технических средств по управлению ЗПА

Наименование	Число каналов и эффективность
<b>Защитные, локализирующие, обеспечивающие и управляющие системы безопасности</b>	
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 %
7. Система промконтра 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 локализирующей 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
<b>Пассивные системы безопасности</b>	
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 %
<b>Дополнительные технические средства по управлению ЗПА</b>	
22. Система пассивного отвода тепла через ПГ (СПОТ ПГ)	4 x 33 %
23. Система пассивного отвода тепла из объема герметичной оболочки (СПОТ 30)	4 x 33 %
24. Система локализации расплава	1 x 100 %
25. Система химического связывания летучих форм йода	1 x 100 %
26. Вентиляционная система для поддержания разрежения в пространстве между оболочками	2 x 100 %
27. Система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ	2 x 100 %



1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – компенсатор давления, 5 – емкости SAOЗ, 6 – защитная оболочка, 7 – наружная защитная оболочка, 8 – бак-приямок (запас борированной воды низкой концентрации), 10 – теплообменники SAOЗ, 11 – насос аварийного впрыска низкой давления, 12 – насос аварийного впрыска высокого давления, 13 – бак запаса борированной воды высокой концентрации, 14 – насос аварийного ввода бора, 15 – бак подачи химреагентов, 16 – насос ввода химреагентов, 17 – спринклерный коллектор, 18 – пассивные рекомбинаторы водорода, 19 – барботер, 20 – устройство локализации расплава, 21 – бак аварийного запаса щелочи, 22 – главный паровой арматурный блок, 23 – вентустановка аварийного создания разряжения в кольцевом зазоре, 24 – фильтр, 25 – вентиляционная труба, 26 – бак запаса обессоленной воды, 27 – аварийный питательный насос, 28 – конденсатор СПОТ ГО, 29 – бак СПОТ, 30 – гидрозатвор, 31 – насос промконтура, 32 – насос технической воды ответственных потребителей, 33 – насос технической воды неответственных потребителей, 34 – брызгальный бассейн.

Рисунок 3.1.1 - Принципиальная схема систем безопасности и технических средств по управлению ЗПА

### **3.1.9 Устойчивость систем безопасности к отказам по общей причине**

Устойчивость систем безопасности к отказам по общей причине (пожары, обесточивание, внешние природные и техногенные воздействия) обеспечивается за счет:

- применения комплекса пассивно-активных систем безопасности и технических средств управления ЗПА, использующих различные физические принципы срабатывания и работы (представлено в таблице 3.1.5);
- разделения систем безопасности на технологически и территориально независимые каналы, число и производительность которых обосновывается в проекте (представлено в таблице 3.1.7);
- применения принципа пассивной пожарной безопасности, включающего наличие огнестойких барьеров, применения защитных материалов и максимального сокращения горючих веществ (представлено в разделе 3.2.7);
- применения многоуровневой системы электропитания, включающей разнообразные источники независимого электропитания: резервные трансформаторы, блочные и аварийные дизель-генераторы, блочные и аварийные аккумуляторные батареи (представлено в разделе 11);
- применения многоуровневой системы контроля и управления, включающей возможность приведения блока в безопасное состояние с трех пунктов управления: БПУ, РПУ, ЗПУПД (представлено в разделе 11).

### **3.1.10 Устойчивость систем безопасности к ошибочным действиям оператора**

#### **3.1.10.1 Меры по предотвращению возможных ошибок персонала, нарушающих нормальную эксплуатацию**

Система верхнего блочного уровня (СВБУ) выполняет функцию электронной поддержки оператора.

В проектных решениях энергоблока предусматриваются меры по предотвращению потенциально возможных ошибок персонала и ограничению их последствий. Предусмотрены технические меры для предотвращения и ограничения последствий ошибочных действий персонала, которые нарушают функции безопасности и могут привести к авариям:

- ошибочный ввод положительной реактивности;
- нарушение теплоотвода от активной зоны реактора;
- нарушение герметичности первого контура.

Негативные последствия ошибочного ввода положительной реактивности ослабляются за счет реализации соответствующих технических решений, среди которых можно выделить следующие:

- для выравнивания поля энерговыделения по радиусу активной зоны, уменьшения коэффициента размножения в начале цикла выгорания топлива и обеспечения работы реактора в области отрицательных коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя предусмотрено применение интегрированного с топливом гадолиниевого выгорающего поглотителя. Концентрация выгорающего поглотителя в топливном элементе выбирается такой, чтобы поглотитель практически полностью выгорал в течение одной кампании реактора;
- ограничивается максимальная скорость введения реактивности при неуправляемом извлечении с рабочей скоростью управляющих групп ПС СУЗ и при разбавлении бора в теплоносителе;
- в любой момент кампании активная зона подкритична в горячем состоянии без бора и ксенона при всех введенных в активную зону ПС СУЗ;
- аварийная защита обеспечивает перевод реактора в подкритическое состояние в любой момент работы реактора с любого энергетического уровня мощности с учетом застревания в крайнем верхнем положении одного наиболее эффективного ПС СУЗ. Значение температуры теплоносителя, до которой аварийная защита обеспечивает



подкритичность активной зоны в процессе ее расхолаживания - температура повторной критичности, не превышает 100°C.

Для предотвращения и ограничения последствий ошибочных действий персонала, которые могут привести к нарушению теплоотода от реактора, предусмотрен ряд мероприятий:

- при единичных ошибочных действиях персонала технически исключается нарушение теплоотода от реактора за счет автоматического ввода резервного оборудования, срабатывания технологических защит, блокировок, предупредительной защиты;

- при множественных ошибках предусматривается срабатывание аварийной защиты, пассивных систем безопасности, инициирование технологических систем безопасности (при наличии сигнала первопричины).

Оборудование, входящее в границу теплоносителя реактора, защищено от недопустимого повышения давления. Весь диапазон повышения давления от номинального до значения предела безопасной эксплуатации имеет ряд уставок по давлению, при достижении которых срабатывают технологические защиты, предназначенные для предотвращения повышения давления сверх установленных проектных пределов.

Непревышение эксплуатационных пределов по давлению обеспечивается системой компенсации давления. Защита от избыточного повышения давления, являющегося следствием, в частности, и ошибки персонала, обеспечивается системами безопасности: аварийной защитой реактора и системой защиты первого контура от избыточного превышения давления, основным элементом оборудования которой является ИПУ КД.

### **3.1.10.2 Меры по снижению последствий возможных ошибок персонала при проверке работоспособности систем безопасности, техническом обслуживании и ремонте**

Для снижения последствий ошибочного вывода из действия систем безопасности предусматриваются следующие меры:

- технические меры, исключающие несанкционированный доступ к средствам задания уставок;

- автоматический ввод в работу систем безопасности при появлении условий, требующих их действия;

- использование пассивных систем безопасности наряду с активными системами;

- резервирование оборудования;

- сокращение объема технического обслуживания при работе РУ на мощности;

- регистрация действий эксплуатационного персонала с помощью средств автоматики.

При проектировании УСБ применены следующие принципы для повышения их надежности и ограничения последствий ошибок персонала:

- резервирование;

- независимость;

- разделение (физическое и функциональное);

- единичного отказа;

- безопасного отказа.

### **3.1.10.3 Меры по предотвращению возможных ошибок персонала при управлении аварией**

Для исключения ошибочных действий при управлении аварией предусматриваются:

- технические средства для управления и ликвидации аварий;

- инструкции (симптомно и функционально ориентированные).

Учет ошибок персонала является необходимым элементом как детерминистского, так и вероятностного анализов безопасности.

### **3.1.10.4 Меры по предотвращению возможных ошибок персонала при перегрузке топлива**

Для исключения ошибок персонала при хранении и перегрузке топлива, которые могут привести к критичности топлива, используются следующие конструктивные решения:

- ядерная безопасность при хранении свежего топлива в стеллаже обеспечивается за счет жесткого дистанционирования ТВС в шестигранных трубах из бористой стали с определенным шагом;
- ядерная безопасность при хранении свежего топлива в транспортном чехле обеспечивается за счет жесткого дистанционирования ТВС в шестигранных трубах из нержавеющей стали с определенным шагом;
- ядерная безопасность при хранении отработавшего топлива в стеллажах бассейна выдержки обеспечивается за счет жесткого дистанционирования ТВС в шестигранных трубах из бористой стали с определенным шагом;
- при авариях, связанных с заливом хранилища свежего топлива водой без бора, ядерная безопасность обеспечивается за счет конструкции стеллажа;
- для исключения нарушения пределов безопасной эксплуатации при авариях с падением чехла транспортного и контейнера с отработавшим топливом проектом предусматривается установка амортизаторов в местах подъема контейнеров.

### **3.1.11 Опыт проектирования, строительства и эксплуатации**

Использование опыта эксплуатации АЭС актуально при проведении проектно-конструкторских работ для вновь проектируемых блоков АЭС, в частности, для:

- возможности накопления баз данных по элементам блока АЭС на всех этапах его жизненного цикла;
- усиления поэлементной надежности «слабых мест», выявленных при эксплуатации действующих блоков АЭС;
- формирования соответствующих баз данных для использования при выполнении ВАБ проектов АЭС, в частности, разработки методологии анализа глубоко эшелонированной защиты, выявления слабых звеньев и раннего обнаружения событий-предшественников тяжелых аварий.

ВНИИАЭС систематически направляет в адреса разработчиков РУ и АЭС для использования в работе квартальные и годовые отчеты по нарушениям в работе АЭС России и Украины, составленные на основе отраслевой информационной системы по опыту эксплуатации АЭС. Также направляются информационные сообщения по отдельным нарушениям в работе АЭС России и об инцидентах зарубежных АЭС, поступающих по линии международной информационной системы по инцидентам на АЭС (ИСИ) МАГАТЭ/АЯЭ. Эта информация используется при проектно-конструкторских разработках для вновь проектируемой Белорусской АЭС, (а также в проектах при модернизации, реконструкции эксплуатируемых АЭС, при продлении срока эксплуатации АЭС).

Разработка РУ и АЭС опирается на многолетний опыт разработчиков проекта, основные функции которых представлены в таблице 3.1.8.

Таблица 3.1.8. Основные функции участников разработки документации на сооружение Белорусской АЭС

<b>Генеральный проектировщик АО ИК «АСЭ»</b>	<b>Главный конструктор АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»</b>	<b>Научный руководитель НИЦ «Курчатовский институт»</b>
<p>Инженерные изыскания; проектирование и строительство зданий и сооружений I и II уровней ответственности в соответствии с государственным стандартом на территории РФ; проектирование и конструирование АС (блоков АС), стационарных объектов или сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов, расположенных на территории АС (полный цикл разработки проектной документации на сооружение, модернизацию, продление ресурса и вывода из эксплуатации).</p> <p>В частности:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- обеспечение и координация разработок ДН, ОБИН, ОВОС, ТЭО, рабочей документации,</li> <li>- разработка и согласование общей концепции безопасности АС, ТЗ на АС и ООБ,</li> <li>- участие в формировании и согласовании планов НИОКР по АС,</li> <li>- разработка программы обеспечения качества при выборе площадки и проектировании АС,</li> <li>- выдача Заказчику ТТ на разработку специального нестандартного оборудования, разработка заказных спецификаций на оборудование и материалы,</li> <li>- обеспечение и координация ПИР и изыскательских работ по выбору площадки для строительства,</li> <li>- подготовка и выдача субподрядным организациям заданий на разработку проекта и производство инженерных изысканий,</li> <li>- координация работ субподрядных организаций</li> </ul>	<p>Проектирование и конструирование реакторных установок; конструирования оборудования и трубопроводов для реакторных установок, сооружений и комплексов с исследовательскими ядерными реакторами на всех стадиях создания, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации, а также модернизации и реконструкции, продления срока службы АС.</p> <p>В частности:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- разработка совместно с Генпроектировщиком и Научным руководителем общей концепции безопасности РУ и участие в разработке общей концепции безопасности блока,</li> <li>- выполнение комплексной разработки оборудования РУ с привлечением субподрядных организаций,</li> <li>- разработка совместно с Научным руководителем перечня программ НИР и ОКР для всех стадий разработки проекта РУ,</li> <li>- обеспечение полноты и обоснованности требований к системам АС в части надежности и безопасности,</li> <li>- выполнение совместно с Генпроектировщиком и Научным руководителем обоснования безопасности РУ при ее разработке, эксплуатации, продлении срока службы и т.д.,</li> <li>- разработка документации на комплексный заказ или поставку оборудования РУ,</li> </ul>	<p>Научное сопровождение проектов РУ и АС, проведение экспертизы проектной, конструкторской документации и документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности АС (блоков АС) на всех стадиях создания, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации, а также модернизации и реконструкции, продления срока службы АС</p> <p>В частности:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- разработка совместно с Генпроектировщиком и Главным конструктором программы НИР и ОКР в обоснование проекта, определение общей концепции безопасности, основных технических характеристик РУ и АС, участие в разработке ООБ,</li> <li>- осуществление научного руководства по созданию и модификации активной зоны,</li> <li>- консультации по научным вопросам,</li> <li>- решение совместно с Генпроектировщиком и Главным конструктором проблемных вопросов, по которым отсутствует нормативная база для проектирования и конструирования,</li> <li>- проведение совместно с Генпроектировщиком и Главным конструктором исследований и</li> </ul>

<b>Генеральный проектировщик АО ИК «АСЭ»</b>	<b>Главный конструктор АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»</b>	<b>Научный руководитель НИЦ «Курчатовский институт»</b>
<p>и увязка всех частей проекта,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- комплектация проекта и передача заказчику всей проектно-сметной документации, в т.ч. разработанной субподрядными организациями,</li> <li>- защита совместно с Главным конструктором и Научным руководителем проекта в экспертных и надзорных органах и утверждающих инстанциях,</li> <li>- определение объемов СМР, состава и количества оборудования, изделий и материалов, составление сметной документации на строительство,</li> <li>- организация авторского и технического надзора за строительством, участие в ПНР, обеспечение технической поддержки эксплуатации АС</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- участие в техническом обосновании безопасности АС на всех этапах жизненного цикла,</li> <li>- участие в разработке ТЗ на АС,</li> <li>- определение и согласование с Генпроектировщиком границ проектирования РУ,</li> <li>- обеспечение комплексной экспертизы проекта РУ с привлечением необходимых организаций,</li> <li>- участие в работах с надзорными органами по получению лицензии на сооружение АС</li> <li>- участие в разработке технологического регламента эксплуатации АС</li> <li>- участие в техническом надзоре за строительством, участие в ПНР, обеспечение технической поддержки эксплуатации АС</li> </ul>	<p>проработок методов и технических средств по управлению тяжелыми авариями,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- участие в верификации и сопровождении аттестации расчетных кодов,</li> <li>- согласование требований к конструкционным материалам в части их радиационной стойкости и срока службы,</li> <li>- совместно с Главным конструктором определение требований к качеству теплоносителя первого контура, участие в разработке соответствующих норм,</li> <li>- участие в техническом надзоре за строительством, в ПНР, обеспечение технической поддержки эксплуатации АС</li> </ul>

### 3.1.12 Обеспечение устойчивости систем безопасности при внешних воздействиях

Номенклатура учитываемых внешних природных и техногенных воздействий регламентируется следующими нормативными документами:

- НП-032-01. Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности;
- НП-064-05. Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии;
- НП-031-01. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. Госатомнадзор России, 2001;
- ПиН АЭ 5.6. Нормы строительного проектирования АС с реакторами различного типа. Минатомэнерго СССР, 1986;
- РБ-05-038-96. Анализ опасности аварийных взрывов и определение параметров их механических действий;
- РБ-022-01. Рекомендации по оценке характеристик смерча для объектов использования атомной энергии. Госатомнадзор России. М., 2001;
- Методические рекомендации по определению расчетных скоростей ветра для оценки особых воздействий на конструкции, здания и сооружения атомных станций. ГГО, М.-Л., 1990;
- СНиП 2.01.07-85\*. Нагрузки и воздействия (с учетом «изменения № 1» от 08.07.1988 г. и «изменения № 2» от 29.05.2003);
- Рекомендации по методике определения экстремальных гидрометеорологических характеристик. ГГО. Л., 1990.

Кроме этого учтены рекомендации МАГАТЭ:

- № NS-R-3 Оценка площадок для ядерных установок. Требования безопасности. Вена (2010),;
- № NS-G-1.5 External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants (2003)
- № NS-G-1.6 Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants (2003).

К учитываемым природным воздействиям относятся землетрясения, затопления, нагрузки от ветров, ураганов, снегопадов, смерчей, низких и высоких температур и др.

К учитываемым техногенным воздействиям относятся падение самолета или его частей, воздействие ударной волны, пожары, затопление от разрыва водоводов и др.

Для защиты систем безопасности при внешних воздействиях в проекте используются следующие основные принципы и требования:

- размещение систем безопасности выполняется в сооружениях (помещениях), рассчитанных на характеристики внешних воздействий без их разрушения;
- проектирование, выбор оборудования, устройств, элементов систем безопасности, их узлов крепления производится и рассчитывается на возможные динамические нагрузки от землетрясений, ударной волны, падения самолета и других внешних воздействий;
- каналные системы безопасности используют принцип физического разделения в дополнение к тому, что в основном эти системы размещены в сооружениях (помещениях), рассчитанных на характеристики внешних воздействий.

Строительные конструкции зданий и сооружений энергоблока Белорусской АЭС, а также технологические трубопроводы, другие коммуникации и конструкции проектируются, исходя из следующих основных природных и техногенных воздействий, которые не превышаются на площадке АЭС:

- МРЗ – 0,12g – максимальное горизонтальное ускорение на свободной поверхности грунта (7 баллов по шкале MSK-64);
- ПЗ – 0,06g – максимальное горизонтальное ускорение на свободной поверхности грунта (6 баллов по шкале MSK-64);
- падение самолета весом 5,7 т со скоростью 100 м/с;
- внешней ударной волны – давление во фронте 30 кПа.

Здание реактора по условиям сейсмостойкости, а также ответственности за радиационную и ядерную безопасность относится к сооружениям первой категории с предъявлением к нему всех вытекающих из этой классификации требований.

Кроме здания реактора к сооружениям первой категории относятся следующие здания и сооружения, в которых размещены системы безопасности:

- здание безопасности;
- здание управления;
- здание РДЭС САЭ;
- здания насосных станций ответственных потребителей;
- брызгальные бассейны;
- здания камер переключения брызгальных бассейнов;
- тоннели систем безопасности.

Строительные конструкции здания реактора полностью подчинены концепции принятых технологических решений и, помимо функций несущих и ограждающих конструкций здания, выполняют одновременно функции защитных и локализирующих систем безопасности.

Конструктивные решения по внешней защитной оболочке определяются воздействием внешних экстремальных нагрузок (падение самолета, воздушная ударная волна и т.п.). Основное назначение защитной оболочки - создание защитного барьера вокруг внутренней герметичной оболочки с целью защиты последней от прямого воздействия внешних нагрузок.

Толщина наружной оболочки определяется расчетом, исходя из восприятия всех внешних воздействий, в т.ч. и экстремальных.

Для подтверждения и обоснования принятых строительных решений в составе проекта выполнены необходимые динамические и прочностные расчеты реакторного отделения при всех видах нагрузок и воздействий. На их основе производилась проверка прочности строительных конструкций и подбор армирования, а также определялись вынужденные колебания сооружения при динамических нагрузках (землетрясение, удар самолета, воздушная взрывная волна) и строились поэтажные спектры ответа, являющиеся исходными данными для проверки прочности и работоспособности оборудования АЭС.

Основное оборудование реакторной установки, включая системы безопасности, проектируется таким образом, чтобы выдерживать нагрузки, возникающие в нормальных условиях эксплуатации, при нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных ситуациях.

Для наиболее тяжелой проектной аварии (ПА), связанной с мгновенным поперечным разрывом ГЦТ при сочетании нагрузок (НУЭ + ПА) и (НУЭ + ПА + ПЗ), анализ деформаций ВКУ показывает, что конструкция ВКУ с точки зрения формоизменения удовлетворяет критериям безопасности: обеспечивается опускание поглощающих элементов системы управления и защиты во время аварии, послеаварийное охлаждение зоны, демонтаж ВКУ и активной зоны из корпуса реактора после аварии.

На всех коммуникациях, пересекающих границы первой категории сейсмостойкости, устанавливается отсекающая арматура (не менее двух шт.), которая автоматически закрывается по сигналам от УСБ.

На всех коммуникациях, пересекающих границу герметичного ограждения, устанавливается локализирующая арматура (не менее двух шт.), срабатывание которой предусматривается от УСБ.

Отдельные системы безопасности и технические средства управления ЗПА, расположенные вне выше перечисленных зданий, не рассчитываются на нагрузку от удара самолета. Защита этих систем обеспечивается за счет принципа территориального разнесения каналов. В частности, в проекте территориально разнесены каналы следующих систем:

- технической воды ответственных потребителей;
- пассивного отвода тепла через ПГ (СПОТ ПГ);
- пассивного отвода тепла из защитной оболочки (СПОТ ЗО).

### **3.1.13 Концепция управления запроектными авариями**

### **3.1.13.1 Концепция по управлению запроектными авариями**

Концепция безопасности энергоблока АЭС предусматривает меры по управлению запроектными авариями, предотвращение их перехода в тяжелые аварии, а также ослабление последствий тяжелых аварий.

Главными задачами управления являются:

- предотвращение повреждения активной зоны;
- предотвращение проплавления корпуса реактора;
- предотвращение отказа контейнмента;
- снижение радиоактивных выбросов в окружающую среду.

Управление аварией обеспечивается персоналом даже при отказах части элементов и систем безопасности. Предпосылками для этого являются:

- инерционность развития аварийных процессов и их самоограничение благодаря свойствам самозащищенности реактора, характеристикам активных и пассивных систем безопасности, проектным запасам;
- функциональное перекрытие систем безопасности и технических средств управления ЗПА;
- использование возможностей систем нормальной эксплуатации;
- учёт условий, характерных для запроектных аварий, при разработке эшелонированных защитных барьеров на пути выхода активности;
- разработка систем безопасности с учётом условий запроектных аварий;
- использование вспомогательных мер, включая кабельные и гидравлические переключки, переходники, переносные пусковые устройства и т.д.

Первым эшелоном в реализации стратегии управления ЗПА являются системы безопасности, функционально предназначенные для достижения целей безопасности (обеспечение подкритичности реактора, охлаждение топлива, локализация радиоактивных продуктов). Состав, выполняемые функции, структура и резервирование этих систем представлены в таблицах 3.1.3; 3.1.5; 3.1.7; 3.1.10.

Вторым эшелоном в реализации стратегии управления ЗПА являются дополнительные технические средства по управлению ЗПА, представленные в таблицах 3.1.4, 3.1.7, 3.1.10.

Системы нормальной эксплуатации также могут быть использованы (таблицы 3.1.5, 3.1.10) для управления ЗПА, включая:

- системы плановой остановки реактора;
- системы и средства подачи воды в парогенераторы со сбросом из них пара;
- системы и средства подачи воды в реактор, в т.ч. с возможностью подачи в реактор жидкого поглотителя;
- системы и средства отвода тепла от оборудования РУ, включая системы промконтра и технической воды.

Для достижения выше названных целей обеспечивается выполнение следующих главных задач, реализация которых требуется на различных стадиях ЗПА и может выполняться различными техническими средствами, что представлено в таблице 3.1.10.

Таблица 3.1.10. Управление ЗПА

Задача управления ЗПА	Техническое средство
1. Предотвращение повреждения активной зоны	Системы НЭ и безопасности для отвода тепла через второй контур, СПОТ ПГ, система гидроемкостей САОЗ, системы аварийного впрыска высокого и низкого давления, система подпитки и борного регулирования, система аварийного газоудаления.
2. Предотвращение проплавления корпуса реактора	Система аварийного впрыска высокого/низкого давления, система подпитки и борного регулирования, система аварийного газоудаления.
3. Предотвращение отказа контейнмента	Система аварийного газоудаления, спринклерная система, СПОТ ПГ, СПОТ ЗО, система подавления водорода, система локализации расплава в ловушке
4. Снижение радиоактивных выбросов в окружающую среду	Спринклерная система, система подавления летучих форм йода, система вентиляции и очистки среды межоболочечного пространства, система локализации расплава в ловушке

Ниже представлено краткое пояснение к содержанию таблицы 3.1.10.

Предотвратить повреждение и расплавление активной зоны возможно путем восстановления функции отвода остаточного тепла. Отвод остаточного тепла может выполняться через второй контур или подачей охлаждающей воды в первый контур от активных систем.

Время, которым располагает оператор для предотвращения повреждения активной зоны при возможности использования второго контура, определяется временем до срыва циркуляции по петлям первого контура. Например, при обесточивании блока с прекращением подачи питательной воды в парогенераторы, полная потеря циркуляции возможна более чем через час. Оператор имеет это время для восстановления функции отвода тепла по второму контуру. Подача воды от одного АПЭН через определенное время (ориентировочно два часа) будет достаточной мерой для предотвращения повреждения активной зоны. Второй системой, способной обеспечить отвод тепла от ПГ является СПОТ ПГ. В случае невозможности использовать второй контур для отвода остаточного тепловыделения оператор имеет возможность использовать процедуру подпитки-сброса воды для первого контура со сбросом теплоносителя первого контура в контейнмент. Для этого обеспечивается подача воды от любого имеющегося в наличии насоса (системы подпитки и борного регулирования, системы аварийного впрыска высокого или низкого давления). Для снижения давления в первом контуре предусмотрена возможность сброса теплоносителя через систему аварийного газоудаления.

#### Предотвращение проплавления корпуса реактора

Чрезмерный нагрев и изменение положения активной зоны в корпусе реактора являются основными причинами физических явлений, угрожающих целостности реактора. Поэтому оперативный персонал, в соответствии с аварийной инструкцией, должен продолжать действия, направленные на восстановление работоспособности систем, которые могут подать воду в первый контур.

Своевременные действия персонала по подаче воды от активных подсистем САОЗ позволяют восстановить охлаждение топлива и предотвратить повреждение корпуса реактора. Так как вода САОЗ содержит борную кислоту необходимой концентрации, активная зона или корриум останутся подкритичными на различных стадиях их охлаждения.

Если предпринятые действия окажутся неэффективными и проплавление корпуса реактора становится неизбежным, оператор принимает меры по снижению давления в реакторе, чтобы проплавление корпуса реактора происходило при наименьшем давлении. Для этого в проекте используется система аварийного газоудаления.



### Предотвращение раннего повреждения защитной оболочки

Проектные меры, принятые для исключения раннего разрушения контейнента, заключаются в следующем:

- исключается прямое воздействие сред и предметов на стены контейнента;
- система коридоров между помещениями контейнента обеспечивает смягчение возможных ударных нагрузок на стены контейнента;
- наличие в проекте устройства локализации расплава и большого количества воды в контейненте предотвращают быстрый нагрев конструкции и аккумулируют энергию расплавленной активной зоны;
- система аварийного газоудаления предотвращает нагрузки, вызванные выбросом расплава из корпуса реактора при высоком давлении;
- система контроля и удаления водорода предотвращает образование опасных концентраций водорода.

### Предотвращение отказа контейнента на поздней стадии аварии

Основными проектными техническими средствами, направленными на предотвращение позднего разрушения контейнента, являются:

- активная система долговременного отвода тепла от контейнента (спринклерная система);
- пассивная система долговременного отвода тепла от контейнента (СПОТ ЗО);
- устройство локализации расплава;
- система удаления водорода, производительности которой достаточно для снижения концентрации водорода на поздней стадии аварии до безопасного уровня.

Необходимо отметить, что при тяжелой аварии с полным обесточиванием станции (включая отказ аварийных и блочных дизельгенераторов) активная спринклерная система не работоспособна. В этом случае отвод тепла от контейнента обеспечивается пассивной системой отвода тепла. Конструкция СПОТ ЗО позволяет отводить тепло от контейнента к конечному поглотителю – окружающему воздуху в течение длительного времени.

### Снижение радиоактивных выбросов в окружающую среду

Наиболее эффективным способом удержания продуктов деления при тяжелых авариях является сохранение или восстановление плотности первого контура или обеспечение плотности контейнента. Если плотность первого контура не удастся сохранить или восстановить, то другим барьером на пути радиоактивного выброса из топлива является вода, при условии, что она в достаточном количестве поступает для охлаждения топлива. В воде будет удержана значительная часть продуктов деления. Основная доля из них останется в корпусе реактора, если он сохранит свою плотность. Часть продуктов деления выйдет в виде радиоактивных газов и в аэрозольной форме, а еще часть попадет вместе с водой в контейнент.

В проекте предусмотрены эффективные системы локализации радиоактивных веществ в пределах станции при повреждении топлива выше эксплуатационного предела и/или при нарушении герметизации контура теплоносителя:

- двойная защитная оболочка с проектной неплотностью внутренней оболочки не более 0,2 % от объема в сутки при максимальном расчетном избыточном давлении;
- спринклерная система для снижения давления под оболочкой и выведения продуктов деления из атмосферы помещений герметичной оболочки;
- система для подавления образования летучих форм йодов на различных фазах аварий;
- аварийная вентиляционная система для поддержания разрежения в пространстве между оболочками, оснащенная аэрозольными и иодными фильтрами;
- устройство локализации расплава активной зоны при его выходе за пределы корпуса реактора.

### **3.1.13.3 Средства измерения для контроля и управления ЗПА**

Для правильного определения состояния станции и уровня опасности аварии на АЭС предусмотрены необходимые средства измерения. Каналы измерения, используемые для

управления тяжелыми авариями, рассчитываются для условий тяжелых аварий и спроектированы для выполнения измерений в нужном диапазоне параметров. Например, датчики температуры в бетонной шахте реактора, которые дают информацию о состоянии кориума вне корпуса реактора.

Основные средства измерения для управления тяжелой аварией включают в себя детекторы, линии связи и аппаратуру для измерения и индикации следующих параметров и состояний:

- нейтронный поток;
- температура (выход активной зоны, первый и второй контура, контейнмент);
- уровни воды (первый и второй контур, контейнмент);
- давление (первый и второй контур, контейнмент);
- радиоактивность (второй контур, контейнмент);
- состояние кориума внутри и снаружи корпуса реактора (температура, расположение, критичность);
- температура корпуса реактора;
- температура в бетонной шахте реактора;
- состав атмосферы в контейнменте (например, концентрация водорода);
- состояние систем безопасности.

Детекторы, линии связи и вторичная аппаратура выполняются полностью независимыми и способными функционировать в условиях полного обесточивания в течение 72 часов. С этой целью в проекте предусмотрен специальный канал электроснабжения, включающий в себя одноканальную систему электроснабжения переменного тока на базе мобильного дизель-генератора мощностью 20 кВт и напряжением 400/230 В и одноканальную систему электроснабжения постоянного тока 220 В на базе аккумуляторных батарей, заряда которых достаточно как минимум на 24 часа непрерывной работы.

## **3.2 Обеспечение ядерной безопасности**

### **3.2.1 Принципы обеспечения ядерной безопасности**

Ядерная безопасность РУ определяется техническим совершенством проекта в целом и, в первую очередь, опирается на использование свойств внутренней самозащищенности реактора, проявляющейся через внутренние ядерные обратные связи активной зоны, характеристиками которых являются коэффициенты реактивности.

Свойства внутренней самозащищенности активной зоны, в соответствии с НП-082-07, обеспечены за счет отрицательных значений коэффициентов реактивности по удельному объему теплоносителя и температуре топлива, по мощности реактора, суммарного коэффициента реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя во всех критических состояниях, возможных во всём диапазоне изменения параметров реактора при нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии.

Необходимые знаки температурного и плотностного коэффициентов реактивности обеспечены в проекте с учетом применения интегрированного с топливом гадолиниевого выгорающего поглотителя.

Отрицательность коэффициента реактивности по температуре топлива обусловлена наличием эффекта Доплера, то есть резонансным поглощением нейтронов в  $^{238}\text{U}$ , и поэтому обеспечивается во всем диапазоне температур.

Мощностной коэффициент реактивности определяется суммой двух составляющих, одна из которых связана с изменением температуры теплоносителя, а другая – температуры топлива. Отрицательность каждой составляющей обеспечивает отрицательность и полного мощностного коэффициента реактивности.

Коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты во всех состояниях отрицателен.

Другим важным аспектом обеспечения ядерной безопасности при работе РУ является выбор и обоснование систем контроля и управления реактивностью. В проекте РУ реализованы две независимые системы управления реактивностью – система борного

регулирования и механическая система регулирования. Обе системы удовлетворяют предъявляемым к ним требованиям со стороны НП-082-07. Во всех рассмотренных режимах, связанных с увеличением реактивности при извлечении регулирующих групп с рабочей скоростью, так же как и при разбавлении бора в теплоносителе, скорость введения положительной реактивности не превышает установленного предела – 0,07 Вэфф/с.

Эффективность аварийной защиты выбрана таким образом, чтобы с учетом несрабатывания одного наиболее эффективного органа обеспечить останов реактора во всех возможных эксплуатационных состояниях, предаварийных ситуациях и проектных авариях и поддерживать подкритичность до начала эффективной работы борной системы с учетом высвобождающихся положительных эффектов реактивности. Данное условие подтверждается анализом безопасности, представленном в [1].

Характеристики активной зоны и средств воздействия на реактивность обеспечивают ввод отрицательной реактивности при введении их в активную зону на любом участке движения для любой комбинации их расположения при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях.

Для предотвращения образования локальной критичности при перегрузке, транспортировании и хранении ЯТ в проекте РУ предусмотрены:

- конструктивные, технологические решения и организационные меры, исключающие возникновение условий, при которых возможно достижение критического состояния при транспортировке и хранении топлива;

- обращение с ТВС по всей цепи прохождения топлива на АЭС с использованием штатного транспортно-технологического оборудования.

Анализ и обоснование ядерной безопасности проводились в соответствии с требованиями НП-082-07 для применяемого в реакторе топлива максимального обогащения 5 % по  $^{235}\text{U}$  при максимальной проектной загруженности средств транспортировки и хранения.

В проекте показано, что в условиях нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации, включая проектные аварии, с учетом возможных технологических отклонений элементов конструкции в чехлах свежих кассет обеспечивается требуемая подкритичность  $K_{эфф} \leq 0,95$ .

Схема контура циркуляции теплоносителя, а также описание систем реактора и компоновки оборудования для охлаждения активной зоны представлены в разделе 8, 9.

Надежный и безопасный теплоотвод от твэлов и теплообмен из первого контура во второй при нормальной эксплуатации в стационарных режимах обеспечивается с учетом превышений мощности реактора и отклонений параметров теплоносителя, обусловленных погрешностью систем регулирования и измерений, без нарушения эксплуатационного предела повреждения твэлов.

По сравнению с энергоблоками АЭС с РУ В-320 в проекте Белорусской АЭС предусмотрена дополнительная пассивная система безопасности – система пассивного отвода тепла от парогенераторов.

Система пассивного отвода тепла от парогенераторов предназначена для отвода остаточного тепла активной зоны конечному поглотителю через второй контур при запроектных авариях, требующих ее срабатывания. Система выполняет следующие основные функции:

- отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в запроектной аварии с полным обесточиванием АЭС;

- отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в запроектной аварии с полной потерей питательной воды;

- отвод остаточных тепловыделений и расхолаживание реакторной установки в запроектной аварии с малыми течами первого контура и отказом САОЗ высокого давления.

Производительность системы выбрана с учетом принципа единичного отказа, исходя из условий наиболее вероятных сценариев запроектных аварий, рассматриваемых в проекте,

и состоит из четырех полностью независимых один от другого каналов с резервированием 4х33,3 %.

Каждый канал системы пассивного отвода тепла включает в себя:

- один бак аварийного отвода тепла;
- секции теплообменников аварийного расхолаживания;
- «большой» и «малый» пусковые клапаны;
- трубопроводы пара и конденсата;
- арматуру.

Теплообменники предназначены для передачи тепла от парогенераторов к запасу охлаждающей воды, находящейся в баках аварийного отвода тепла.

Отвод тепла к конечному поглотителю от баков аварийного отвода тепла осуществляется путем выпаривания воды в баках в течение как минимум первых 24 ч от начала аварии.

Теплообменные секции каждого канала размещаются внутри баков аварийного отвода тепла своего канала.

Расположение баков аварийного отвода тепла выше парогенераторов обеспечивает естественную циркуляцию в контуре СПОТ ПГ.

На опускающем трубопроводе каждого канала СПОТ перед парогенератором параллельно друг другу установлены «большой» и «малый» пусковые клапаны. Пусковые клапаны обеспечивают подключение системы в соответствующий режим теплоотвода.

Применение в проекте В-491 СПОТ повышает уровень пассивной безопасности энергоблока, обеспечивая отсутствие перехода в тяжелую стадию перечисленных выше запроектных аварий в течение 24 ч (не менее).

### **3.2.2 Удержание под контролем цепной ядерной реакции в активной зоне ядерного реактора**

Надежность и устойчивость управления (регулирования) нейтронной, а тем самым и тепловой мощностью реактора обеспечивается прежде всего за счет свойства внутренней самозащищенности (саморегулирования), которое, в свою очередь, физически реализовано за счет действия отрицательных обратных связей между термодинамическими и теплофизическими параметрами активной зоны с одной стороны, и реактивностью - с другой. Любое случайное или преднамеренное малое положительное отклонение тепловой мощности, приводящее к росту термодинамических параметров (удельных объемов и температур), приводит к отрицательному отклонению реактивности и тем самым – к замедлению и к обнулению роста нейтронной мощности, то есть к стабилизации нейтронной и тепловой мощности на новом уровне. Тем самым исключается неуправляемый и неограниченный рост нейтронной и тепловой мощности, вызванный случайными отклонениями технологических параметров, в том числе происходящими вследствие технических отказов или ошибок управления.

Все обратные связи между теплофизическими параметрами и реактивностью являются отрицательными в рабочем диапазоне, ряд из них является положительным в области низких параметров – когда реактор остановлен и находится в глубоко подкритическом состоянии. Положительные возмущения реактивности при этом не приводят к достижению критичности и происходят на фоне нулевой нейтронной мощности.

Для выполнения требований по управлению реактивностью, изложенных в НП-082-07, в реакторе ВВЭР-1200 применяются две независимые системы воздействия на реактивность, основанные на различных принципах: борная (жидкостная) и механическая.

Борная система позволяет регулировать скорость и величину изменения реактивности, возникающую в результате:

- медленных изменений мощности реактора;
- изменений в отравлении зоны ксеноном;
- выгорания топлива;
- нагревания и охлаждения первого контура.

Она также обеспечивает подкритичность при перегрузке топлива с полностью извлеченными из активной зоны регулируемыми стержнями. Основной запас реактивности на выгорание компенсируется раствором бора в теплоносителе, который по мере выгорания топлива выводится из теплоносителя. По окончании вывода бора из теплоносителя работа реактора на мощности продолжается за счет постепенного извлечения из активной зоны рабочей управляющей группы поглотителей.

Скорость ввода отрицательной реактивности при подключении системы ввода борной кислоты в нормальных и аварийных ситуациях прямо пропорциональна скорости изменения концентрации борной кислоты в активной зоне.

#### Механическая система

Аварийная защита проектируется с учетом следующих требований:

- быстроедействие и эффективность аварийной защиты должны быть достаточными для перехода активной зоны в подкритическое состояние (в том числе при авариях) и поддержания ее в этом состоянии при расхолаживании приблизительно до 100°С при текущей концентрации бора в воде первого контура в любой момент времени без одного наиболее эффективного ОР СУЗ;

- обеспечение автоматизированного подавления ксеноновых колебаний.

#### Характеристики и эффективность регулирующих стержней

Выбор предельного количества приводов обусловлен необходимостью обеспечения высокой эффективности аварийной защиты с учетом застревания в верхнем положении наиболее эффективного ОР СУЗ. Конструкция активной зоны реактора состоит из топливных сборок, органов регулирования СУЗ (121 шт.).

Рабочая группа состоит из шести ОР СУЗ. На номинальной мощности она поддерживается в заданном регулировочном диапазоне на высоте активной зоны 70-90 %. Остальные ОР СУЗ постоянно находятся в крайнем верхнем положении и вводятся по сигналам предупредительной или аварийной защиты. При плановых снижениях мощности возможно более глубокое введение рабочей группы в активную зону. Регулирование мощности реактора и распределения энерговыделения в активной зоне производится перемещением регулирующих групп стержней с рабочей скоростью 2 см/с.

Максимальная скорость введения отрицательной реактивности реализуется при сбросе всех ОР СУЗ по сигналу аварийной защиты. При этом время введения ОР СУЗ в активную зону составляет не более 4 секунд.

### **3.2.3 Обеспечение теплоотвода от активной зоны реактора**

#### **3.2.3.1 Охлаждение активной зоны при нормальной эксплуатации**

Основным требованием к теплогидравлической части проекта АЭС с ВВЭР-1200 является обоснование технических решений, обеспечивающих надежное охлаждение активной зоны в стационарных и переходных режимах нормальной эксплуатации (категория 1) без нарушения эксплуатационного предела повреждения ТВЭЛ. Приемочные критерии:

- не более 0,2 % поврежденных ТВЭЛ при образовании микротрещин типа газовой неплотности оболочки;

- не более 0,02 % поврежденных ТВЭЛ при прямом контакте ядерного топлива с теплоносителем.

Для контроля соблюдения данных пределов в процессе эксплуатации в проекте установлены значения удельной активности реперных изотопов йода в пробах воды с учетом требований к системе очистки теплоносителя: эксплуатационному пределу соответствует суммарная удельная активность радионуклидов I-131 – I-135 в теплоносителе первого контура реактора  $-1,66 \cdot 10^7$  Бк/кг ( $4,5 \cdot 10^{-4}$  Ки/кг).

Отвод тепла от ядерного топлива в режимах нормальной эксплуатации осуществляется за счет конвективного теплообмена между обогреваемой поверхностью ТВЭЛ и потоком теплоносителя. В качестве теплоносителя используется химобессоленная вода с добавлением раствора борной кислоты. Нагретый при прохождении через активную зону теплоноситель подается в парогенераторы, где через стенки теплообменных труб отдает тепло на подогрев и испарение котловой воды, охлаждается и подается в реактор на вход

активной зоны. В конечном счете, выделяемое в активной зоне тепло отводится с потоком пара, подаваемого на турбину.

Циркуляция теплоносителя осуществляется по четырем параллельным петлям, аналогичным по составу оборудования и характеристикам. В состав каждой петли входят главный циркуляционный насосный агрегат, парогенератор и соединяющие трубопроводы. Для поддержания и регулирования давления в реакторе и контуре циркуляции теплоносителя применяется паровой компенсатор давления с соответствующей обвязкой.

### **3.2.3.2 Охлаждение активной зоны при нарушениях нормальной эксплуатации**

При нарушениях нормальной эксплуатации (категория 2, например: отключение различного числа ГЦНА, ложный впрыск в компенсатор давления, потеря нормального расхода питательной воды и т.д.), в соответствии с требованиями нормативной документации, не должен быть превышен предел безопасной эксплуатации по количеству и величине дефектов ТВЭЛ:

- 1 % ТВЭЛов с дефектами типа газовой неплотности;
- 0,1 % ТВЭЛов, для которых имеет место прямой контакт теплоносителя и ядерного топлива.

Для контроля соблюдения данных пределов в процессе эксплуатации в проекте установлены значения удельной активности реперных изотопов йода в пробах воды с учетом требований к системе очистки теплоносителя: пределу безопасной эксплуатации соответствует суммарная удельная активность радионуклидов I-131 – I-135 в теплоносителе первого контура реактора  $-1,85 \cdot 10^8$  Бк/кг ( $5 \cdot 10^{-3}$  Ки/кг).

### **3.2.3.3 Охлаждение активной зоны при проектных авариях**

При авариях категории 3 (постулируемые аварии с частотой исходных событий в год  $10^{-2} > f \geq 10^{-4}$  например: непредусмотренное открытие ПК КД с последующей не посадкой, малые течи теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром менее 100 мм и т.д.) приемочные требования и критерии для анализов безопасности определены следующие:

- давление в системе теплоносителя первого контура и паропроводах ПГ не должно превышать 115 % от расчетного значения;
- топливные таблетки не должны плавиться даже локально;
- должны выполняться следующие критерии аварийного охлаждения активной зоны:
  - наивысшая температура оболочки, достигаемая в аварийных условиях, не превышает 1200°C;
  - эквивалентная степень окисления оболочек ТВЭЛов должна быть не более предельного значения, установленного в проекте на основе экспериментальных данных;
  - количество водорода, выделяющегося при взаимодействии оболочек с теплоносителем, не превышает 1 % от максимально возможного количества;
  - каналы для потока теплоносителя внутри ТВС не должны быть заблокированы до такой степени, чтобы нарушалась способность охлаждения;
  - плавление регулирующих стержней не допускается;
  - перемещение регулирующих стержней в реакторе не нарушается из-за возможных деформаций в топливных сборках, регулирующих стержнях и внутриреакторных устройствах;
  - взаимодействие между различными компонентами ТВС не приводит к плавлению этих компонентов;
  - обеспечивается безопасное состояние активной зоны путем создания условий для поддержания реактора в подкритичном состоянии, его расхолаживания в выключенном состоянии после аварии, а также для демонтажа активной зоны и внутриреакторных устройств.

- средняя энтальпия топлива не должна превышать 830 Дж/г для выгоревшего топлива и 963 Дж/г для свежего топлива;

- количество поврежденных ТВЭлов не должно превышать 1 % от общего количества ТВЭлов, находящихся в активной зоне

При авариях категории 4 (постулируемые аварии с частотой исходных событий в год  $10^{-4} > f \geq 10^{-6}$ ; например: большие течи теплоносителя первого контура эквивалентным диаметром  $>100$  мм, включая разрыв главного циркуляционного трубопровода; выброс органов регулирования СУЗ при разрыве чехла привода и т.д.) приемочные требования и критерии для анализов безопасности определены следующие:

- давление в системе теплоносителя первого контура и паропроводах ПГ не должно превышать 115 % от расчетного значения;

- топливные таблетки не должны плавиться даже локально;

- должны выполняться следующие критерии аварийного охлаждения активной зоны:

1) наивысшая температура оболочки, достигаемая в аварийных условиях, не превышает 1200°C;

2) эквивалентная степень окисления оболочек ТВЭлов должна быть не более предельного значения, установленного в проекте на основе экспериментальных данных;

3) количество водорода, выделяющегося при взаимодействии оболочек с теплоносителем, не превышает 1 % от максимально возможного количества;

4) каналы для потока теплоносителя внутри ТВС не должны быть заблокированы до такой степени, чтобы нарушалась способность охлаждения;

5) плавление регулирующих стержней не допускается;

6) перемещение регулирующих стержней в реакторе не нарушается из-за возможных деформаций в топливных сборках, регулирующих стержнях и внутриреакторных устройствах;

7) взаимодействие между различными компонентами ТВС не приводит к плавлению этих компонентов;

8) обеспечивается безопасное состояние активной зоны путем создания условий для поддержания реактора в подкритичном состоянии, его расхолаживания в выключенном состоянии после аварии, а также для демонтажа активной зоны и внутриреакторных устройств.

- средняя энтальпия топлива не должна превышать 830 Дж/г для выгоревшего топлива и 963 Дж/г для свежего топлива;

- количество поврежденных ТВЭлов не должно превышать 10 % от общего количества ТВЭлов, находящихся в активной зоне.

### **3.2.4 Предотвращение образования критических масс при выполнении транспортно-технологических операций с топливом**

#### **3.2.4.1 Обеспечение подкритичности реактора в процессе перегрузки**

Перегрузка топлива производится в расхоленном реакторе при стояночной концентрации борной кислоты. При этом ПС СУЗ отстыкованы от приводов и полностью опущены в ТВС. Активная зона в этом режиме глубоко подкритична. Как правило, одновременно могут быть извлечены из активной зоны не более двух ПС СУЗ. В случае извлечения из ТВС активной зоны всех ПС СУЗ стояночная концентрация борной кислоты обеспечивает подкритичность перегружаемой активной зоны.

#### **3.2.4.2 Обеспечение подкритичности в бассейне выдержки**

Подкритичность в объеме бассейна выдержки обеспечивается наличием раствора бора в воде, заполняющей бассейн, наличием бора в составе стали, из которой изготовлены детали конструкции (трубы) бассейна, а также геометрией расположения ТВС.

### **3.2.4.3 Обеспечение подкритичности в хранилище свежего топлива**

Подкритичность в хранилище свежего топлива обеспечивается отсутствием замедлителя нейтронов и геометрией расположения ТВС.

### **3.2.4.4 Обеспечение подкритичности при внутриплощадочных перевозках топлива**

Подкритичность при внутриплощадочных перевозках топлива обеспечивается отсутствием замедлителя нейтронов и малым количеством одновременно перемещаемого делящегося материала, не способного образовать критическую массу.

## **3.2.5 Обеспечение радиационной безопасности**

### **3.2.5.1 Основные принципы обеспечения радиационной безопасности**

Радиационная защита (радиологическая защита) - защита людей от негативного воздействия ионизирующих излучений и средства её обеспечения.

Радиационная безопасность персонала и населения обеспечивается комплексом технических и организационных мер в соответствии с принципами нормирования, обоснования, оптимизации и гарантирует не превышение заложенных при проектировании численных критериев безопасности.

Оптимизация проекта АЭС с точки зрения обеспечения радиационной безопасности и ограничения радиационного воздействия на персонал выполняется, исходя из концепции ALARA (As Low As Reasonably Achievable (англ.) – принцип оптимизации; в буквальном переводе – «настолько низко, насколько разумно достижимо»), на основе рекомендаций Международной Комиссии по радиологической защите (МКРЗ) и рекомендаций МАГАТЭ.

В техническом проекте РУ В-491 предусмотрены пять барьеров, препятствующих недопустимому выходу радиоактивных веществ и ионизирующего излучения. Это топливная матрица, оболочка твэлов, граница давления первого контура, герметичное ограждение реакторной установки, биологическая защита.

Основные используемые в проекте меры и средства для снижения облучения персонала:

- поддержание оптимального водно-химического режима теплоносителя первого контура (снижение скорости коррозии и эрозии материалов, снижение массопереноса продуктов коррозии по первому контуру);
- подбор коррозионно-стойких материалов, снижение до минимума содержания кобальта в конструкционных материалах, омываемых теплоносителем первого контура, для минимизации радиационной нагрузки на персонал при выполнении регламентных работ на остановленном реакторе;
- дезактивация оборудования первого контура;
- использование фильтрующих материалов с высокой степенью очистки теплоносителя первого контура от продуктов коррозии и продуктов деления;
- расположение оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные среды среднего и высокого уровня активности, в помещениях с биологической защитой, доступ в которые при работающем оборудовании запрещен;
- возможность проведения поузлового и поагрегатного ремонта оборудования за счет резервирования узлов и агрегатов, уменьшая тем самым дозозатраты на ремонтные работы;
- применение дистанционной аппаратуры с расположением мест обслуживающего персонала в зонах с низкими уровнями излучений;
- применение телевизионной техники при проведении радиационно-опасных работ в зоне контролируемого доступа;
- использование защитных экранов для уменьшения мощности дозы ионизирующего излучения при проведении радиационно-опасных работ в зоне контролируемого доступа;
- организация сбора и транспортировки твердых радиоактивных отходов, позволяющая значительно сократить время контакта персонала с отходами за счет оптимальной организации труда, применения специальных защитных контейнеров;



– применение автоматизированной системы радиационного контроля, обеспечивающей дистанционный контроль радиационной обстановки и ранее выявление отклонений от нормальной эксплуатации;

– организация работ в ЗКД на основе методологии ALARA;

– проведение перегрузки отработавшего топлива и ВКУ под защитным слоем воды с целью уменьшения мощности дозы в местах нахождения персонала.

Принятые при разработке конструкций РУ проектные решения направлены на максимально возможное снижение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Многолетний опыт эксплуатации энергоблоков с реакторами ВВЭР свидетельствует о том, что меры по обеспечению радиационной безопасности персонала достаточны и позволяют исключить возможность превышения пределов доз облучения, установленных нормативными документами.

Более подробная информация по обеспечению радиационной безопасности при нормальной эксплуатации приведена в разделе 15.

### **3.2.5.2 Основные критерии безопасности и проектные пределы**

Радиационная безопасность населения Республики Беларусь регламентируется следующими законодательными актами Республики Беларусь, устанавливающими систему требований и обязанности субъектов деятельности по обеспечению радиационной безопасности:

- «О радиационной безопасности»;

- «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»;

- «Об использовании атомной энергии».

Более подробно требования по обеспечению радиационной безопасности населения, персонала и окружающей среды при проектировании, строительстве и эксплуатации Белорусской АЭС регламентируются нормативно-правовыми актами Республики Беларусь и нормативно-правовыми актами Российской Федерации (заявленных к учету в рамках Генерального контракта на сооружение Белорусской АЭС). Основные правилами и нормативами, регулирующими вопросы обеспечения радиационной безопасности, являются:

- Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия»;

- Санитарные нормы и правила «Требования к радиационной безопасности» утвержденные Постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь № 213 от 28.12.2012;

- Санитарные нормы и правила «Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации атомных электростанций», утвержденные Постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь №39 от 31.03.2010 (СП АЭС-2010));

- Санитарные нормы и правила «Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии и источников ионизирующего излучения», утвержденные постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь № 137 от 31.12.2013 г.

- Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)»;

- Санитарные правила СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2009)»;

- Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы СанПин 2.6.1.07-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)».

Для обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды проектом предусмотрен комплекс технических и организационных решений, реализация которых направлена на соблюдение следующих принципов:

непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения (принцип нормирования);

запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного

вреда, причиненного превышающим естественный радиационный фон облучением (принцип обоснования);

поддержание на достижимо низком уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения (принцип оптимизации).

В проекте установлены следующие проектные дозовые пределы:

1) В качестве квот на облучение населения при нормальной эксплуатации Белорусской АЭС с учетом 2-х проектируемых энергоблоков ВВЭР-1200 приняты минимально значимые дозы равные 10 мкЗв/год по каждому фактору воздействия (выбросы/сбросы); в качестве верхней границы при оптимизации радиационной защиты для нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации - 100 мкЗв в год; принятые квоты на облучение населения составляют соответственно - 1% и 10% от основного дозового предела (1 мЗв в год), регламентированного Постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь № 213 от 28.12.2012 и НРБ-99/2009.

Для работы станции в нормальном режиме устанавливаются годовые допустимые выбросы радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу со станции в целом согласно критериев представленных в санитарных нормах и правилах СП АЭС-2010 и СП АС-03. Соблюдение установленных СП АЭС-2010 и СП АС-03 значений допустимых выбросов гарантирует, что доза облучения лиц из критической группы населения за счет газоаэрозольных выбросов АЭС при нормальной эксплуатации не превысит 10 мкЗв в год.

Величины контрольных уровней приведены в эксплуатационной документации и определяются эксплуатирующей организацией.

2) При проектных авариях на АЭС ожидаемые дозы облучения ограниченной части из населения (критической группы) на границе санитарно-защитной зоны<sup>1)</sup> и за её пределами не должны превышать 5 мЗв на всё тело и 50 мЗв на отдельные органы за первый год после аварии (НРБ-99/2009).

В ТЗ на Белорусскую АЭС установлены следующие приемочные критерии при проектных авариях:

- при авариях с вероятностью более или равно  $10^{-4}$  1/год – индивидуальная эффективная доза для отдельных лиц из критической группы населения менее 1 мЗв/событие;
- при проектных авариях с вероятностью менее  $10^{-4}$  1/год – эффективная доза менее 5 мЗв/событие.

Указанные выше целевые пределы надежно обеспечиваются установленными в составе технического задания на РУ ВВЭР-1200 приемочными критериями по количеству поврежденных ТВЭЛов в активной зоне для различного класса аварий:

при авариях с вероятностью равно или более  $10^{-4}$  1/год – не более 1% от общего количества ТВЭЛ;

при авариях с вероятностью менее  $10^{-4}$  1/год – не более 10% от общего количества ТВЭЛ.

---

<sup>1)</sup> Санитарно защитная зона Белорусской АЭС ограничена периметром промплощадки АС. Обоснование границ санитарно защитной зоны выполнено ГУ «Республиканский научно-практический центр радиационной гигиены».

3) В ТЗ на Белорусскую АЭС установлены следующие приемочные критерии при тяжелых запроектных авариях на АЭС, учитываемых в проекте (с вероятностью аварийного выброса  $10^{-7}$  1/(реактор-год)), дозы облучения ограниченной части населения (критической группы) на границе зоны планирования защитных мероприятий (ЗПЗМ)<sup>1)</sup> и за её пределами - менее 5 мЗв на всё тело и 50 мЗв на отдельные органы за первый год после аварии. По требованию эксплуатирующей организации, величина выброса  $^{137}\text{Cs}$  в окружающую среду при тяжелой аварии с плавлением топлива не превышает 100 ТБк. Данные критерии позволяют надежно обеспечить выполнение требований по ограничению уровней радиационных воздействий при аварии.

Уровни воздействия ионизирующего излучения при предельном аварийном выбросе с вероятностью  $10^{-7}$  1/(реактор-год), установленном в проекте, не требуют экстренных защитных мер за пределами АЭС. При этом отсутствует необходимость в эвакуации/отселении населения, проживающего вблизи АЭС. На границе зоны планирования защитных мероприятий (ЗПЗМ) и за ее пределами предотвращаемые дозы для отдельных лиц из населения не превышают критериев из таблиц 6.3 и 6.4 НРБ-99/2009. За пределами этой зоны может устанавливаться временное ограничение на потребление сельскохозяйственных продуктов местного производства.

Согласно ТЗ на Белорусскую АЭС для эксплуатационного персонала Белорусской АЭС работающего с техногенными источниками излучения принят основной предел эффективной дозы: 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год; для персонала Белорусской АЭС, находящегося в сфере воздействия техногенных источников, основной предел дозы принят равным 1/4 от значения, регламентированного для эксплуатационного персонала работающего с источниками излучения. Указанные пределы использовались при проектировании биологической защиты персонала Белорусской АЭС с учетом времени его нахождения на рабочих местах.

Для эксплуатационного персонала при нормальной эксплуатации и снятии Белорусской АЭС с эксплуатации устанавливается следующий целевой дозовый критерий: значение коллективной эффективной дозы на один энергоблок при ППР, на работы по разборке-сборке реактора и перегрузке топлива и при других штатных работах на энергоблоке в среднем за весь проектный срок эксплуатации - 0,5 чел.Зв/год.

Планируемое облучение персонала Белорусской АЭС выше установленных пределов (50 мЗв/год) при ликвидации или предотвращении аварии регламентируется п. 459 СП АЭС-2010. Дополнительно для надежного обеспечения пребывания персонала в помещениях БПУ/РПУ при управлении авариями до перевода энергоблока в безопасное состояние в проекте установлен целевой предел по эффективной дозе персонала на БПУ/РПУ - 25 мЗв/событие.

### **3.2.5.3 Технические и организационные решения**

Как уже отмечалось, концепция глубоко эшелонированной защиты предусматривает установку физических барьеров на пути выхода радиоактивных веществ в окружающую среду (топливная матрица, оболочки твэлов, границы первого контура, герметичное ограждение, дополнительные воздушные, газовые и другие контуры и оборудование, ограничивающие неконтролируемый выход радиоактивных сред). Состояние каждого из контуров контролируется при эксплуатации АЭС и поддерживается на требуемом проекте уровне.

---

<sup>1)</sup> В нормативных документах Республики Беларусь отсутствует понятие ЗПЗМ (согласно определению ЗПЗМ, введенного в РФ документом НП-032-01). Зонирование территорий вокруг Белорусской АЭС, в случае запроектной аварии, проводится в соответствии с требованиями нормативно-правовых актов Республики Беларусь и рекомендаций МАГАТЭ.

Для поддержания облучения персонала и населения на возможно низком и достижимом уровне проектом предусмотрен ряд технических и организационных мер:

1) ограничен проектный эксплуатационный предел повреждения твэл (подтверждено данными эксплуатации энергоблоков с реакторными установками типа ВВЭР при работе на мощности в условиях НЭ):

- за счёт образования микротрещин с дефектами типа газовой неплотности оболочки не должен превышать 0,2%;

- за счет прямого контакта топливной матрицы с теплоносителем не должен превышать 0,02%;

2) спроектирован замкнутый первый контур, охлаждающий активную зону, с системами очистки от радиоактивных веществ и являющийся третьим физическим барьером на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду. Используемое оборудование, работающее в контакте с теплоносителем первого контура, имеет суммарную неорганизованную протечку в объем рабочих помещений менее 0,1 т/ч в условиях НЭ (требование ТУ на данное оборудование);

3) спроектирована система герметичных ограждений (раздел 13), включающая в себя:

- герметизирующую стальную облицовку внутренней оболочки с проектной величиной интегральной неплотности 0,2% от объема атмосферы оболочки в сутки при расчетном давлении 0,49 МПа;

- защитную железобетонную оболочку с поддержанием разрежения в кольцевом пространстве между оболочками;

- изолирующие устройства, шлюзы и люки, герметичные проходки. (Герметичное ограждение является четвёртым физическим барьером безопасности на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду при работе АЭС на мощности, пуске и останове, а также при проектных и запроектных авариях);

- спроектирован замкнутый второй контур для отвода тепла от первого контура и передачи тепловой энергии на турбину. Второй контур оборудован системами очистки на ионообменных фильтрах воды ПГ и конденсата турбины, на которых также происходит очистка от радиоактивных веществ, содержание которых в контурах связано с возможными протечками теплоносителя первого контура при негерметичности теплопередающей поверхности;

4) проектными решениями предусмотрено повышенное, по сравнению с охлаждаемыми системами, рабочее давление среды в системах технической воды и промконтура. Это позволяет исключить переток радиоактивных сред в указанные охлаждающие системы через неплотности теплообменных поверхностей;

5) применена автоматизированная диагностика оборудования и трубопроводов, применено промышленное телевидение. Организовано проведение ремонтных работ с применением поагрегатного метода и специальных приспособлений;

6) спроектированы системы организованного сбора/очистки возможных радиоактивных сред, сбора/хранения в промежуточных спецхранилищах радиоактивных твердых и отвержденных жидких отходов. Очистка фильтрами СВО продуктов деления и коррозии при переработке жидких радиоактивных сред не ниже: иоды – 99,9%; цезий – 99%; продукты коррозии – 90%;

7) в соответствии с СП АЭС-2010 и СП АС-03 организовано гигиеническое разделение производственных зданий и сооружений АЭС на зоны свободного доступа (ЗСД) и зоны контролируемого доступа (ЗКД). В зависимости от степени возможного радиационного воздействия на персонал все помещения ЗКД разделяются на три категории: необслуживаемые помещения, периодически обслуживаемые помещения, помещения постоянного пребывания персонала. Соблюдение режима зон персоналом является основным организационно-техническим принципом обеспечения радиационной безопасности АЭС. Для выполнения этого принципа на границах необслуживаемых и периодически обслуживаемых помещений размещаются стационарные или переносные саншлюзы, а на границах зоны контролируемого доступа – санпропускники. Непрерывный контроль за пересечением установленной границы зоны контролируемого доступа персоналом осуществляется системами АСИДК (контроль входа) и АСРКЗ (контроль выхода), предназначенной для контроля, прогнозирования, учета и

планирования дозовых нагрузок на персонал, а также контроля и учета посещаемости персоналом ЗКД. Кроме того, в проекте дополнительно проведено зонирование всех помещений АЭС в зависимости от прогнозируемых уровней ионизирующего излучения и уровней радиоактивного загрязнения в них (выделено 6 зон радиации, от нуля до пяти);

8) спроектирована стационарная биологическая защита на пути распространения ионизирующего излучения. Расчет биологической защиты выполнен, исходя из регламентированных ОСП-2002 и ОСПОРБ-99/2009 проектных мощностей эквивалентных доз в помещениях АЭС и на её территории с учётом коэффициента запаса, равного 2;

9) с целью снижения газоаэрозольного выброса со станции спроектированы системы спецгазоочистки газовых сдувок с технологического оборудования, оснащенные фильтрами и угольными адсорберами для снижения выбросов ИРГ в окружающую среду (коэффициент очистки для изотопов ксенона – 280, для изотопов криптона – 14 ); а также, спроектированы специальные системы вентиляции, для поддержания нормальных радиационно-климатических условий в производственных помещениях ЗКД, исключаящие переток воздуха из более «грязных» помещений в более чистые;

10) вытяжные системы вентиляции помещений ЗКД оснащены фильтровальными станциями с эффективностью очистки не ниже:

- молекулярный йод - 99,9%;
- органический йод – 99%;
- аэрозоли - 99,99%;

11) спроектирована автоматизированная система радиационного контроля с возможностью идентификации в выбросах качественного и количественного состава техногенных радионуклидов и их суммарной активности;

12) проектом предусматривается контроль за расходом газозооаэрозольных выбросов с АЭС;

13) предусмотрены средства для проведения мониторинга за радиационной обстановкой в районе расположения АЭС как для режима нормальной эксплуатации энергоблоков, так и в случае возникновения аварийных ситуаций на энергоблоках;

14) предусмотрено использование персоналом индивидуальных средств защиты;

15) проектом установлен оптимальный численный состав эксплуатирующего персонала станции.

Все аспекты, касающиеся:

- обучения персонала и его квалификации;
  - регулирующих ограничений по воздействию радиации на персонал;
  - классификации зон радиации и условий доступа и выхода из зоны контролируемого доступа;
  - организации работ в зоне контролируемого доступа при текущем обслуживании, проведении плановых предупредительных работ и перегрузке топлива, обращении с источниками радиации (взятие проб, обращение с радиоактивными отходами) и т.д.;
  - организации работ при внештатных ситуациях на станции,
- отражены в соответствующих технических инструкциях, которые обеспечивают выполнение требований радиационной безопасности персонала (выполнение принципа ALARA) и определяют необходимые количественные показатели.

Процедуры по обеспечению радиационной безопасности персонала включают административно-организационные процедуры и технические инструкции, которые отражены в разделе 16.

Перечисленные технические решения и организационные меры позволяют добиться требуемой защищённости персонала/населения и окружающей среды от радиации при нормальной эксплуатации АЭС, ННЭ и при проектных авариях.

Кроме того, в целях обеспечения защиты населения и окружающей среды при запроектных тяжелых авариях проектом предусмотрены технические решения, в которые, в отличие от существующих АЭС с реакторами по технологии ВВЭР, входят:

- исключение разрушений активной зоны на ранней стадии аварии путем использования систем сброса давления в первом контуре;

- отвод остаточного тепла системой пассивного отвода тепла (СПОТ ПГ) при авариях с полным длительным обесточиванием при герметичных первом и втором контурах;
- эффективное удержание радиоактивных веществ при авариях, связанных с повреждением активной зоны, двойной защитной оболочкой;
- исключение взаимодействия расплава с бетоном и его последующее быстрое захлаживание посредством устройства локализации расплава;
- обеспечение отвода тепла и снижение давления в защитной оболочке (как на ранней, так и отдаленных фазах аварии) посредством системы пассивного отвода тепла из защитной оболочки (СПОТ ЗО);
- подавление взрывоопасных концентраций водорода и сохранение целостности герметичной оболочки посредством системы удаления водорода из защитной оболочки;
- решение «йодной» проблемы при тяжелых авариях в течение первых суток путем поддержания и контроля рН в контейнменте выше 7 за счет пролива бака с 42 % раствором NaOH или КОН в аварийный приемок;
- очистка вытяжного воздуха из межоболочного пространства от радиоактивных веществ, поступивших в него в результате протечек из первичной оболочки при авариях, связанных с повышением давления;
- очистка приточного воздуха БПУ и РПУ при необходимости на аэрозольных и йодных фильтрах, а при превышении объёмной активности газов в приточном воздухе свыше  $1,3 \cdot \text{ДОА}_{\text{перс}}$  по  $^{131}\text{I}$  включается система автономного жизнеобеспечения персонала БПУ и РПУ.

Указанные технические решения обеспечивают требуемый уровень безопасности АЭС, т.е. с заданной вероятностью исключается возникновение аварий, превышающих по радиационным последствиям проектные аварии. Вероятность возникновения тяжёлой запроектной аварии, связанной с повреждением активной зоны, не превышает  $10^{-5}$  1/реактор·год, а вероятность предельного аварийного выброса с АЭС при таких авариях не превышает  $10^{-7}$  1/реактор·год.

Расчетный радиус зоны планирования мероприятий по обязательной (экстренной) эвакуации населения при запроектных авариях не превышает 800 м от реакторного отделения<sup>1)</sup>, что удовлетворяет требованиям ТЗ на Белорусскую АЭС и не превышает границ площадки.

---

<sup>1)</sup> В нормативных документах Республики Беларусь отсутствуют следующие понятия: зоны планирования мероприятий по обязательной (экстренной) эвакуации населения; зоны обязательных защитных мероприятий.

Расчетный радиус зоны обязательных защитных мероприятий (по мере защиты «укрытие» в начальном периоде радиационной аварии) при запроектных авариях не превышает 3 км от аварийного блока<sup>1)</sup>, что удовлетворяет требованиям ТЗ на Белорусскую АЭС.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ по определению границ зон аварийного реагирования (IAEA EPR-NPP), установленные также нормативно – технической документацией Республики Беларусь, радиусы границ зон аварийного реагирования составят:

- для зоны предупредительных мер (ЗПМ) до 3 км;
- для зоны планирования срочных защитных мер (ЗПСМ) до 15 км.

В пределах указанных аварийных зон при тяжелой аварии на АЭС возможно проведение эвакуации населения, йодной профилактики и мер по укрытию населения. За пределами указанных зон возможно также ограничение потребления загрязненных продуктов питания.

Центр окружности радиус-вектора, при определении зон аварийного реагирования, совпадает с геометрическим центром здания реактора аварийного энергоблока.

Непревышение пределов радиационного воздействия на персонал обеспечивается соблюдением установленных проектом эксплуатационных пределов для радиационных параметров, основные из которых:

- при работе РУ на 100% стабильном уровне мощности суммарная удельная активность радионуклидов йода ( $^{131}\text{I}$  -  $^{135}\text{I}$ ) в теплоносителе первого контура –  $1,62 \cdot 10^7$  Бк/кг;
- удельная активность йода-131 в продувочной воде из «солевого» отсека каждого парогенератора – 370 Бк/кг ( $10^{-8}$  Ки/кг);
- парогенераторы со стороны первого контура не должны иметь протечку, которая может стать причиной повышения суммарной активности сепарата СПП турбины до 11 Бк/кг ( $4 \cdot 10^{-10}$  Ки/кг);
- предельные и допустимые значения протечки теплоносителя первого контура по отдельным ПГ должны не превышать 5 кг/ч и 2 кг/ч, соответственно;
- объёмная активность воздуха в зоне воздухозаборных устройств приточных систем и вспомогательных зданий - не более  $1,3 \cdot \text{Д} \text{ОА}_{\text{перс.}}$  по йоду-131 (п.466 СП АЭС-2010).

Снижение доз персонала до возможно низкого уровня обеспечивается реализацией системы организационных и технических мероприятий по оптимизации доз облучения (подготовка персонала, оптимизация процедур выполнения работ, максимальная выдержка оборудования перед началом работ, обязательность ИДК, применение СИЗ, использование защитных экранов, систем дистанционного наблюдения/выполнения работ, заполнение оборудования «чистыми» средами и прочие технические мероприятия).

В проекте подтверждено соблюдение установленных проектных пределов по степени герметичности защитных барьеров: оболочки твэлов, первого контура, участков локализации контуров, смежных с первым контуром, локализующей арматуры, бассейна выдержки, защитной оболочки. Проектом также соблюдены проектные пределы, установленные нормативами для эффективности средств воздухо-, водо- и газоочистки и барботажно-конденсационных систем.

Ожидаемые значения газоаэрозольных выбросов/сбросов находятся ниже уровня, рекомендованных нормативными документами Республики Беларусь и РФ (СП АЭС-2010 и СП АС-03). Расчетами подтверждено непревышение установленных пределов доз облучения населения в 10 мкЗв/год при нормальной работе двух энергоблоков Белорусской АЭС на границе промплощадки (СЗЗ) и за ее пределами. Дозовые нагрузки на население за пределами СЗЗ, обусловленные газоаэрозольными выбросами энергоблоков ВВЭР-1200 АЭС в условиях ННЭ, находятся на уровне пределов, регламентированных санитарными нормами и правилами (Постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь №39 от 31.03.2010, СП АС-03) для условий нормальной эксплуатации.

<sup>1)</sup> Зоны аварийного реагирования вокруг Белорусской АЭС устанавливаются в соответствии с требованиями нормативно-правовых актов Республики Беларусь и рекомендаций МАГАТЭ [19]. Расчетное обоснование размеров зон аварийного реагирования для Белорусской АЭС приведено в [1]

Таким образом, проектные решения, направленные на соблюдение заявленных дозовых пределов, надежно гарантируют безопасность энергоблоков ВВЭР-1200 БелАЭС в условиях нормальной эксплуатации и с учетом возможных нарушений нормальной эксплуатации. Как показывает практика, действующие АЭС с реакторами типа ВВЭР (Россия, Украина и др. страны) обеспечивают пренебрежимо низкий уровень облучения населения - менее 10 мкЗв/год (см. например отчеты об экологической безопасности на сайте АО «Концерн Росэнергоатом»: <http://report2016.rosenergoatom.ru/#/content/eco>), что наглядно подтверждает безопасность эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР и выполнимость заявленных целевых дозовых пределов для населения, установленных в проекте Белорусской АЭС.

Аварийный выброс радиоактивности при наиболее серьезной проектной аварии (вероятность менее  $10^{-4}$  1/год) на энергоблоке ВВЭР-1200 приводит к годовой дозе облучения наиболее незащищенных лиц (дети) менее установленного в проекте целевого предела 5 мЗв на событие.

Авария не выходит за рамки "серьезного инцидента" по шкале INES (3 уровень): инцидент, при котором дальнейший отказ систем безопасности может привести к аварийным условиям, или ситуации, при которых системы безопасности будут не в состоянии предотвратить аварию в случае возникновения определенных инициирующих обстоятельств.

Указанные в этом подразделе технические и организационные меры надежно ограничивают дозы облучения персонала/населения и «загрязнение» окружающей среды при нормальной эксплуатации АЭС, нарушениях нормальной эксплуатации и авариях.

Соблюдение национальных требований Республики Беларусь и РФ в области использования атомной энергии, а также международных норм и правил позволит гарантировать безопасность персонала, населения и окружающей среды при эксплуатации АЭС с энергоблоками ВВЭР-1200.

Обоснование границ санитарно защитной зоны и зоны наблюдения Белорусской АЭС выполнено ГУ «Республиканский научно-практический центр радиационной гигиены».

Расчетным обоснованием показана возможность совмещения границы санитарно-защитной с границей ограды промплощадки; расчетным путем обоснован радиус зоны наблюдения Белорусской АЭС - 12,9 км, отсчитываемый от геометрического центра вентиляционных труб энергоблоков атомной станции.

Проект СЗЗ получил санитарно-гигиеническое заключение №46 от 28.02.2013, выданное Министерством здравоохранения Республики Беларусь.

Размеры СЗЗ в пределах ограды промплощадки Белорусской АЭС утверждены Гродненским областным исполнительным комитетом, решением № 188 от 1.04.2013.

## **3.2.6 Обеспечение пожарной безопасности**

### **3.2.6.1 Общие положения**

Проектирование противопожарной защиты Белорусской АЭС основывается на требованиях действующего «Технического регламента о требованиях пожарной безопасности» (Федеральный закон РФ от 22.07.08 №123-ФЗ), нормативных документов по пожарной безопасности (национальных стандартов и сводов правил, содержащих требования по пожарной безопасности), норм пожарной безопасности для атомных станций (СП 13.13130.2009), а также нормативных документов, действующих в атомной энергетике. Технические решения по организации противопожарной защиты в целом отвечают также требованиям руководства по безопасности № NS-G-1.7г. «Защита от внутренних пожаров и взрывов при проектировании атомных электростанций», МАГАТЭ, Вена, 2008 г.

Проектные решения по пожарной безопасности обеспечивают требуемую степень безопасности, исходя из концепции обеспечения общей безопасности АЭС. Весь комплекс мероприятий разработан на основе анализа пожарной опасности основных производств АЭС, учета всего предшествующего опыта проектирования, а также комплекса НИР и ОКР, выполненного в рамках обеспечения пожарной защиты для АЭС нового поколения.

Планирование мероприятий по обеспечению пожарной безопасности АЭС характеризуется системным подходом и подразделяется на ряд этапов:



*1 этап.* Анализ степени пожарной опасности объекта в целом, который включает в себя:

- анализ условий эксплуатации АЭС;
- анализ соблюдения требований безопасности;
- анализ соблюдения требований органов пожарного надзора;
- изучение особенностей проекта станции;
- оценку пожарной опасности технологического оборудования;
- обобщение опыта противопожарной защиты аналогичных объектов;
- оценку потенциальной опасности возникновения пожаров.

*2 этап.* Определение задач систем пожарной безопасности на АЭС в целом и в отдельных зданиях и помещениях (необходимость предотвращения утечки радиоактивных веществ в случае пожара, защита людей от последствий пожара, обеспечение работы технологического оборудования, важного для безопасности).

*3 этап.* Определение структур противопожарных мероприятий по каждому зданию и отдельному помещению, а также тактико-технических требований к средствам противопожарной защиты, с обоснованием их оптимальности с точки зрения затрат.

*4 этап.* Выбор из числа серийно выпускаемых или разработка новых средств противопожарной защиты, отвечающих необходимым тактико-техническим требованиям.

*5 этап.* Разработка системы мониторинга за состоянием пожарной безопасности объекта, работоспособностью средств противопожарной защиты и органов управления средствами обнаружения и тушения пожаров, которые входят составной частью в систему контроля и управления АЭС.

*6 этап.* Разработка инструкций по эксплуатации, регламентов обслуживания, обоснование численности и технического оснащения подразделений пожаротушения объекта.

### **3.2.6.2 Классификация основных зданий и сооружений АЭС по взрывопожарной и пожарной опасности и по огнестойкости**

Классификация зданий и сооружений по взрывопожарной и пожарной опасности предусматривается на основании Статьи 27 Федерального закона № 123-ФЗ и свода правил СП 12.13130.2009 «Определение категорий помещений, зданий и наружных установок по взрывопожарной и пожарной опасности».

Категория зданий определены из соотношения площадей пожароопасных и взрывопожароопасных помещений к общей сумме площадей помещений здания с учетом оснащения их автоматическими установками пожаротушения.

По огнестойкости здания классифицируются в соответствии со Статьями 30 и 87 Федерального закона №123-ФЗ.

Степень огнестойкости зданий назначается в соответствии с требованиями СП 2.13130.2009 «Обеспечение огнестойкости объектов защиты» в зависимости от категории по взрывопожарной и пожарной опасности, класса функциональной пожарной опасности, этажности, площади пожарного отсека, а также в зависимости от категории по условиям ответственности за радиационную и ядерную безопасность.

Категории основных зданий энергоблока по взрывопожарной и пожарной опасности и степени огнестойкости строительных конструкций даны в таблице 3.2.6.2.1.

Таблица 3.2.6.2.1. Классификация основных зданий Белорусской АЭС

Код здания по KKS	Здания и сооружения (код по KKS)	Категория по взрывопожарной и пожарной опасности	Степень огнестойкости
UJA	Здание реактора	В	I
UJG	Эстакада транспортного шлюза	В	I

Код здания по KKS	Здания и сооружения (код по KKS)	Категория по взрывопожарной и пожарной опасности	Степень огнестойкости
UJE	Паровая камера	В	І
UKD	Здание безопасности	В	І
UKA	Вспомогательный корпус	В	І
UCB	Здание управления	В	І
UKT	Хранилище свежего топлива и твердых радиоактивных отходов	В	ІІ
UKC	Здание ядерного обслуживания	В	ІІ
UMA	Здание турбины	Г	ІІ
UBA	Здание электроснабжения нормальной эксплуатации	В	І
UNC	Здание теплофикации	Д	ІІ
UBS	Здание резервной дизельной электростанции системы аварийного электроснабжения (с баками запаса дизельного топлива)	В	І
UBN	Здание блочной дизельной электростанции (с баками запаса дизельного топлива)	В	ІІ

### 3.2.6.3 Критерии обеспечения пожарной безопасности АЭС

Одним из направлений обеспечения безопасности энергоблока является обеспечение его пожарной безопасности, поскольку пожар является одним из наиболее опасных источников отказов по общей причине. Возникновение пожаров на АЭС характеризуется относительно высокой частотой (около  $10^{-2}$  1/реактор\*год) и может сопровождаться массовым выходом из строя технологического оборудования.

На АЭС, в соответствии с требованиями СП 13.13130.2009, одновременно рассматривается возникновение только одного пожара.

Уровень пожарной безопасности должен обеспечивать выполнение общих критериев безопасности во всех режимах эксплуатации энергоблока (строительство, работа, консервация), а также при проектных авариях, а именно:

- обеспечение безопасного останова реактора и поддержание его безопасности в состоянии останова во время и после соответствующих эксплуатационных и аварийных состояний;
- сведение к минимуму радиоактивных выбросов в окружающую среду в случае пожара и обеспечение не превышения выбросов против установленных пределов;
- обеспечение безопасности персонала в случае пожара на АЭС.

Проектные решения должны обеспечивать безопасность АЭС при таком исходном событии, как пожар, а также учитывать любую единичную аварию (неисправность), которая может привести к возникновению пожара.

Критерии единичного отказа в отношении пожара должны выполняться следующим образом:

- Пожар может рассматриваться как исходное событие или следствие исходного события. При этом предполагается, что пожар может вывести из строя все оборудование, расположенное в той пожарной зоне, где он возник, а если огнестойкость границ пожарной зоны оказалась недостаточной, то пожар может распространиться и на большую площадь, вплоть до ограждающих конструкций, которыми распространение пожара может быть ограничено. Единичный отказ независимо от пожара может возникнуть в любой системе станции (системе нормальной эксплуатации, системе безопасности, в том числе, в системе противопожарной защиты).

- Пожар может возникнуть независимо от исходного события. При этом область распространения пожара аналогична описанному в ситуации выше. Отказы оборудования,

возникшие вследствие пожара в области его распространения, рассматриваются по отношению к исходному событию, как единичный отказ.

На энергоблоке для обеспечения безопасности АЭС, в том числе при пожаре, предусмотрено резервирование систем (элементов), важных для безопасности, позволяющее им в условиях пожара выполнять свои функции. Для исключения одновременного воздействия пожара на основное и резервное оборудование применено разделение технологического оборудования, кабельных линий и других коммуникационных связей противопожарными преградами (барьерами) или безопасными расстояниями.

Физическое разделение систем (элементов) разных каналов безопасности выполнено с целью исключения их отказов по общей причине. При этом программа противопожарной защиты гарантирует функционирование систем безопасности в случае пожара, хотя в результате пожара допускается потеря избыточности внутри системы. В соответствии с СП 13.13130.2009 по причине пожара допускается выход из строя не более одного канала систем безопасности.

Блочный и резервный пункты управления расположены в различных пожарных зонах, не имеют между собой коммуникационных связей, надежно разнесены друг от друга и не могут быть потеряны по общей причине "пожар".

В соответствии с требованиями СП 13.13130.2009 должен быть определен перечень пожароопасных помещений, зданий и сооружений, на которые распространяются требования «Общих положений обеспечения безопасности атомных станций» и «Правил радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций», для которых должно быть выполнено пожарное зонирование, предусматривающее:

- учет основного и резервных вариантов безопасного останова и расхолаживания;
- локализацию и контроль радиоактивных выбросов;
- расчет пожарной нагрузки;
- определение возможных видов пожаров, их динамики, требуемых пределов огнестойкости границ пожарных зон;
- выбор конструктивного исполнения границ пожарных зон.

При этом требуемый предел огнестойкости границ пожарных зон определяется расчетом или по специальным методикам с учетом имеющейся в данной зоне пожарной нагрузки.

Противопожарная защита пожарной зоны предусматривается как единая система, включающая в себя комплекс технических решений по обеспечению безопасности персонала, предотвращению возникновения и ограничению распространения пожара, его обнаружению и ликвидации, что обеспечивает многобарьерность противопожарной защиты.

При проектировании энергоблока реализована концепция глубоко эшелонированной защиты, основанная на применении системы последовательно расположенных барьеров. Применительно к обеспечению пожарной безопасности данная концепция реализуется следующим образом:

- первый эшелон – создание системы мероприятий, направленных на предотвращение условий возникновения пожара;
- второй эшелон – резервирование систем (элементов) систем безопасности;
- третий эшелон – физическое разделение систем (элементов) разных каналов безопасности противопожарными преградами (барьерами) с регламентированным пределом огнестойкости или безопасными расстояниями;
- четвертый эшелон – стационарные установки пожаротушения;
- пятый эшелон – использование персоналом первичных средств пожаротушения;
- шестой эшелон – тушение пожаров с помощью мобильных технических средств подразделений пожарной охраны.

В качестве объектов защиты проектом рассмотрены выделенные ограждающими конструкциями пожарные зоны.

При этом комплекс противопожарных мероприятий при пожарах обеспечивает:

- целостность строительных конструкций;

- работоспособность контрольно-измерительных приборов, электрических кабелей и другого оборудования, важного для безопасности, расположенного в помещениях, не охваченных пожаром, в течение необходимого времени;

- безопасность персонала станции.

Для каждой пожарной зоны предусматривается не менее трех барьеров защиты:

- мероприятия по предотвращению возникновения пожара;
- противопожарная защита;
- организационно-технические мероприятия.

Предотвращение пожара достигается:

- предотвращением образования горючей среды;
- предотвращением образования в горючей среде источников зажигания.

Предотвращение образования горючей среды обеспечивается:

- максимально возможным применением негорючих и трудногорючих веществ и материалов;

- ограничением массы и/или объема горючих веществ, материалов наиболее безопасным способом их размещения;

- изоляцией горючей среды от источников зажигания;

- поддержанием концентрации горючих газов и паров легковоспламеняющихся жидкостей вне пределов их воспламенения;

- максимальной механизацией и автоматизацией технологических процессов, связанных с обращением горючих веществ;

- установкой пожароопасного оборудования по возможности в изолированных помещениях;

- применением устройств защиты производственного оборудования с горючими веществами от повреждений и аварий (установка отключающих, отсекающих и других устройств).

Предотвращение образования в горючей среде источников зажигания достигается:

- применением машин, механизмов, оборудования, устройств, при эксплуатации которых не образуются источники зажигания;

- применением электрооборудования, соответствующего пожароопасной и взрывоопасной зонам, группе и категории взрывоопасной смеси в соответствии с требованиями Правил устройств электроустановок;

- применением технологического процесса и оборудования, удовлетворяющего требованиям электростатической искробезопасности по ГОСТ 12.1.018-93;

- устройством молниезащиты зданий, сооружений и оборудования;

- поддержанием температуры нагрева поверхностей машин, механизмов, оборудования, устройств, веществ и материалов, которые могут войти в контакт с горючей средой, ниже температуры самовоспламенения этой среды;

- ликвидацией условий для теплового, химического и/или микробиологического самовозгорания обращающихся веществ, материалов, изделий и конструкций;

- выполнением установленных правил пожарной безопасности.

Противопожарная защита обеспечивается:

- применением средств пожаротушения и соответствующих видов пожарной техники;

- применением автоматических установок пожарной сигнализации и пожаротушения;

- применением основных строительных конструкций объектов с регламентированными пределами огнестойкости;

- применением для строительных конструкций и кабелей огнезащитных красок (составов);

- устройствами, обеспечивающими ограничение распространения пожара;

- организацией своевременной эвакуации людей;

- применением средств коллективной и индивидуальной защиты людей от опасных факторов пожара;

- применением систем противодымной защиты.

Организационно-технические мероприятия включают в себя:

- организацию пожарной охраны (в установленном порядке) соответствующего вида (профессиональной, добровольной и т.п.), численности и технической оснащенности;
- паспортизацию веществ, материалов, изделий, технологических процессов и объектов в части обеспечения пожарной безопасности;
- разработку и реализацию инструкций о порядке работы с пожароопасными веществами и материалами, о соблюдении противопожарного режима и о действиях персонала при возникновении пожара;
- разработку мероприятий по действиям администрации и персонала на случай возникновения пожара и организации эвакуации людей.

Системы предотвращения пожара и противопожарной защиты в совокупности позволяют исключить воздействие на обслуживающий персонал АЭС опасных факторов пожаров, имеющих значения, превышающие допустимые, обеспечить целостность строительных конструкций и работоспособность контрольно-измерительной аппаратуры, приборов и устройств управления, необходимых для поддержания безопасного состояния.

Организационно-технические мероприятия обеспечивают поддержание проектного уровня пожарной безопасности во всех режимах эксплуатации энергоблока.

Компоновочные решения, предложенные проектом, как правило, исключают размещение в одной пожарной зоне элементов разных каналов безопасности, а также элементов систем нормальной эксплуатации важных для безопасности, поэтому для таких зон в соответствии с СП 13.13130.2009 следует обеспечивать ликвидацию пожара в течение расчетного времени, равного минимальному пределу огнестойкости противопожарных преград.

В тех зонах, где имеет место расположение элементов разных каналов систем безопасности (например: гермообъеме, БПУ, РПУ), ликвидация пожара должна быть обеспечена на начальной стадии его развития в пределах одного канала систем безопасности.

В гермообъеме реакторного отделения пожар должен быть ликвидирован до срабатывания системы аварийной защиты.

Противопожарная защита, предусмотренная проектом, строится на основе комбинирования принципа локализации пожара (пассивная защита) и принципа воздействия на пожар (активная защита).

Принцип локализации пожара предполагает, что в ходе пожара могут сгореть все горючие материалы, находящиеся в пожарном отсеке, при этом огнестойкость ограждающих конструкций пожарного отсека обеспечит локализацию пожара до полного его затухания.

Принцип локализации пожара исключает возможность распространения пожара на другие пожарные зоны и отсеки через вентиляционные системы, общие дренажные системы, взаимосвязанную электросеть и другие общие коммуникации.

В ходе проектирования на начальных этапах минимальный предел огнестойкости границ пожарных зон принят REI 90 в соответствии с проведенными ранее для станции-аналога, Ленинградской АЭС-2, расчетами и обоснованиями. Предстоящий анализ динамики пожаров в типичных пожароопасных помещениях, который будет выполняться в ходе разработки проекта, позволит уточнить величины требуемых минимальных пределов огнестойкости строительных конструкций, являющихся границами пожарных зон.

Совокупность элементов пассивной противопожарной защиты энергоблока Белорусской АЭС, препятствующих при пожаре выходу из строя систем безопасности, в проекте рассматривается как система безопасности, по характеру выполнения функций она является обеспечивающей. Элементы пассивной системы противопожарной защиты, выполняющей функции обеспечивающей системы безопасности, относятся в основном ко 2 классу безопасности и должны иметь показатели надежности выполнения заданных функций достаточные для того, чтобы в совокупности с показателями надежности систем безопасности, которые они обеспечивают, достигалась необходимая надежность последних. Уровень надежности этих систем будет определен проектом.

Элементы пассивной системы противопожарной защиты, выполняющей функции обеспечивающей системы безопасности, рассчитаны на возможность выполнения своих функций в условиях экстремальных внешних воздействий как элементы I категории по ПИН АЭ-5.6-86.

Активные системы пожаротушения, как правило, будут выполняться как системы 4 класса по общепромышленным нормам. При этом в обосновании безопасности работа этих систем при пожаре не учитывается. Вместе с тем в ряде случаев к активным системам пожаротушения будут предъявлены дополнительные требования, например, по сейсмостойкости.

В тех пожарных зонах, где имеет место совместное расположение элементов разных каналов систем безопасности, а ликвидация пожара пассивными способами не может быть обеспечена в пределах одного канала систем безопасности, активные установки пожаротушения будут выполняться как обеспечивающие системы безопасности. Эти системы будут проектироваться с учетом принципа единичного отказа и будут рассчитаны на возможность выполнения своих функций в условиях экстремальных внешних воздействий.

Показатели надежности систем пассивной противопожарной защиты представлены в подразделе 12.3.3.

#### **3.2.6.4 Анализ пожарной опасности и влияния пожаров и их последствий на ядерную и радиационную безопасность.**

В соответствии с требованиями СП13.13130.2009 для обоснования достаточности уровня противопожарной защиты АЭС должен проводиться анализ пожарной опасности, позволяющий оценить условия безопасного останова и расхолаживания реакторной установки в случае пожара и сведения к минимуму возможных радиоактивных выбросов и утечек.

Анализ должен предусматривать оценку:

- взрывопожароопасности помещений, зданий и сооружений;
- последствий для систем (элементов), важных для безопасности АЭС, воздействия опасных факторов пожара;
- достаточности комплекса технических решений и организационных мероприятий по обеспечению их пожарной безопасности и проведению операций по безопасному останovu и расхолаживанию реакторной установки.

Анализ должен выполняться на основе:

- детерминистического подхода, основанного на консервативном предположении, что пожар может возникнуть и развиваться в любом помещении, где имеются горючие материалы (распространение пожара за пределы горящего помещения принимается возможным через ограждающие данное помещение строительные конструкции, проемы, кабельные, трубопроводные и вентиляционные коммуникации, в том случае, если фактические пределы огнестойкости строительных конструкций и заполнений проемов меньше обоснованных расчетными методами);
- количественного подхода с использованием вероятностных оценок возможного развития аварий, вызванных воздействием пожара и приводящих к повреждению активной зоны, а также компьютерного моделирования развития пожара в отдельных пожарных зонах.

Использование детерминистического метода анализа заключается в учете принципа единичного отказа. При использовании этого метода необходимо выделить четыре потенциально-возможные группы последствий:

- группа 1 - пожарные зоны, в которых пожар приводит к возникновению исходного события с зависимым отказом одного канала системы безопасности. Пожар в помещениях группы 1 может привести к отказу одного канала безопасности и к появлению исходных событий, приводящих к срабатыванию защиты реактора;
- группа 2 - пожарные зоны, в которых пожар приводит к возникновению исходного события без зависимых отказов элементов систем безопасности;

- группа 3 - пожарные зоны, в которых пожар не приводит к возникновению исходного события, однако может вызвать отказ одного канала системы безопасности;
- группа 4 - пожарные зоны, в которых пожар не приводит к возникновению исходного события и не приводит к отказам элементов систем безопасности.

Меры по противопожарной защите являются достаточными, если в результате пожара их последствия могут быть отнесены к группам 2, 3 или 4.

Использование вероятностного метода заключается в оценке выполнения целевых вероятностных показателей, установленных нормами и правилами, а именно:

- в соответствии со Статьей 79 Федерального закона №123-ФЗ индивидуальный пожарный риск для отдельного человека не должен превышать значения  $10^{-6}$  1/год;
- в соответствии с нормативной документацией частота повреждения активной зоны (в том числе при исходном событии - пожар) не должна превышать значения  $10^{-5}$  1/реактор\*год;
- в соответствии с нормативной документацией частота аварийного предельного выброса (в том числе при исходном событии - пожар), при котором может потребоваться введение экстренного плана по защите населения за пределами зоны планирования защитных мероприятий, установленной в проекте, не должна превышать значения  $10^{-7}$  1/реактор\*год.

Меры по противопожарной защите являются достаточными, если в результате пожара вероятность последствий не превышает указанных выше величин.

Результаты вероятностного анализа внутренних пожаров представлены в разделе 6.

### **3.2.6.5 Регламент работы энергоблока при пожаре**

Для случаев возникновения пожара в помещениях (пожарных зонах), содержащих оборудование и кабели систем безопасности, эксплуатирующая организация должна разработать регламент работы энергоблока с указанием помещений, возникновение пожаров в которых приводит к необходимости останова РУ. При возникновении пожаров на БПУ безопасный останов энергоблока и поддержание его в этом состоянии осуществляется с РПУ, который физически отделен от БПУ.

### **3.2.6.6 Влияние ложных срабатываний установок АУПТ на безопасность энергоблока**

Применяемые огнетушащие средства выбраны таким образом, что в случае ложных срабатываний установок пожаротушения их воздействие не приводит к отказу защищаемого оборудования. Проектом предусматриваются специальные меры по защите помещений и расположенного в них оборудования от последствий возможных ложных включений установок пожаротушения. К таким мерам относятся:

- установка оборудования в этих помещениях произведена с учетом возможного уровня залива;
- при размещении в кабельных помещениях шкафов рядов зажимов предусмотрены козырьки, не допускающие попадания воды в эти шкафы при работе установок пожаротушения.

Для исключения проникновения огнетушащих средств в смежные и ниже расположенные помещения предусматриваются следующие меры:

- во всех помещениях, где предусмотрено пожаротушение распыленной водой, выполнена надежная гидроизоляция полов с отбортовкой на стены;
- из всех помещений, где предусмотрено пожаротушение распыленной водой, предусмотрен отвод воды после пожаротушения через систему трапов канализации. В таких помещениях дверные проемы выполнены с порогами;
- перекрытия над помещениями щитов управления помещений с электронным и электрическим оборудованием выполнены с надежной гидроизоляцией;
- при пожаротушении газовыми составами предусмотрено автоматическое закрытие вентиляционных клапанов на приточных и вытяжных воздуховодах, а также учет воздействия избыточного давления, создающегося в помещении при выпуске газового огнетушащего состава.

### **3.2.6.7 Влияние наружных пожаров на безопасность энергоблока**

Относительное расположение основных и вспомогательных зданий и сооружений энергоблока, мест складирования взрыво- и пожароопасных веществ и материалов на территории энергоблока и АЭС выполнено с учетом нормативных требований НП-032-01, «Технического регламента о требованиях пожарной безопасности» и свода правил СП 4.13130.2009.

Все здания и сооружения на территории энергоблока в обязательном порядке оборудуются устройствами молниезащиты. Выполнение указанных нормативных требований в проекте существенным образом снижает вероятность возникновения и распространения крупномасштабных наружных пожаров.

Для тушения наружных пожаров на территории АЭС предусмотрен отдельный противопожарный водопровод давления, на наружных сетях которого установлены пожарные гидранты. Тушение наружных пожаров предусмотрено также путем подачи воды от передвижной пожарной техники. Забор воды пожарными автомобилями предусмотрен от имеющихся на площадке источников водоснабжения, для чего к ним предусмотрены подъездные пути и разворотные площадки.

Для защиты от задымления при наружных пожарах на БПУ и РПУ предусмотрена возможность переключения систем вентиляции этих помещений в режим полной рециркуляции, переход на который осуществляется автоматически по сигналам дымовых извещателей, установленных в воздухозаборниках.

### **3.2.7 Обеспечение защиты АС от природных и техногенных воздействий**

#### **3.2.7.1 Общие положения**

Конструкции зданий и сооружений I категории по ответственности за радиационную и ядерную безопасность в соответствии с требованиями ПИН АЭ-5.6 и НП-064-05 рассчитываются с учетом следующих особых воздействий техногенного и природного характера (внешних исходных событий):

- экстремальных ветровых и снеговых нагрузок и смерчей повторяемостью 1 раз в 10000 лет;
- экстремальных температур наружного воздуха повторяемостью 1 раз в 10000 лет;
- максимального расчетного землетрясения (МРЗ);
- воздушной ударной волны;
- удара от падающего самолета.

Согласно ПИН АЭ-5.6 (пункт 1.19) особые нагрузки принимаются действующими одновременно.

#### **3.2.7.2 Природные и техногенные воздействия, учтенные в проекте Белорусской АЭС**

Перечень и характеристика природных и техногенных воздействий, учтенных в проекте Белорусской АЭС приведены в таблице 3.2.8.2.



Таблица 3.2.7.2 Перечень и характеристика природных и техногенных воздействий

Наименование воздействия	Параметры воздействия на здания и сооружения	
	I, II категории (в составе неизменяемой части проекта)	II, III категории
1 Ветровые нагрузки: – нормативная скорость ветра на уровне 10 м над поверхностью земли, соответствующая 10 минутному интервалу осреднения повторяемостью 1 раз в 5 лет – экстремальная скорость ветра повторяемостью 1 раз в 10000 лет	$V_0 = 16$ м/с $V_{max} = 54$ м/с	$V_0 = 16$ м/с
2 Воздействие смерча (торнадо) повторяемостью 1 раз в 10000 лет	интенсивностью F2,58 по F-шкале Фуджиты	
3 Температурные воздействия: – нормативные, задаваемые с обеспеченностью в соответствии с действующими строительными нормами как для обычных сооружений – экстремальные, повторяемостью 1 раз в 10000 лет - минимальная - максимальная	минус 39,8 <sup>0</sup> С +34,60С	+17 <sup>0</sup> С Минус 24 <sup>0</sup> С
4 Гололед	толщина стенки гололеда 5 мм	
5 Снеговая нагрузка: – расчетная – экстремальная, повторяемостью 1 раз в 10000 лет.	$S_g = 1,2$ кПа $S_{max} = 3,0$ кПа	$S_g = 1,2$ кПа
6 Наводнение, цунами	не учитываются, так как площадка не подвержена наводнениям и цунами	
7 Воздушная ударная волна: – давление во фронте – продолжительность фазы сжатия	$\Delta p = 30$ кПа 1 с	
8 Падение самолета: – удар самолета массой – скорость	5,7 т 100 м/с	
9 Сейсмическое воздействие	см. пункт 3.2.5.3	

Учет всех перечисленных выше нагрузок и воздействий осуществлен посредством соответствующих проектных решений по сооружениям и оборудованию энергоблока, принимавшихся на основе расчетных данных.

### 3.2.7.3 Сейсмическое воздействие

С учетом заглубления основных зданий и сооружений энергоблока АЭС сейсмичность площадки принята МРЗ=7 и ПЗ=6 баллов по шкале MSK-64.

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

- МРЗ – 0,12 g – максимальное горизонтальное ускорение на свободной поверхности грунта (7 баллов по шкале MSK-64);

- ПЗ – 0,06 g – максимальное горизонтальное ускорение на свободной поверхности грунта (6 баллов по шкале MSK-64).

Расчетное обоснование сейсмостойкости строительных конструкций выполнено с учетом грунтовых условий АЭС. Анализ прочности зданий и сооружений I категории сейсмостойкости выполнен на интенсивность МРЗ = 7 баллов.

- Сооружения II категории сейсмостойкости рассчитывались на ПЗ интенсивностью 6 баллов.

#### **3.2.7.4 Опасности от расположенных вблизи АЭС промышленных, транспортных и военных объектов**

В [1] приведен перечень внеплощадочных источников опасностей, в районе размещения Белорусской АЭС и выполнена оценка параметров и характеристик внешних воздействий техногенного происхождения в случае возникновения аварийных ситуаций на соседних опасных объектах.

Выполненная оценка показала, что нагрузка от источников взрывной опасности при возможных взрывах не превзойдет величины  $\Delta p = 30$  кПа. Следовательно, внешние источники аварийных взрывов не представляют опасности для зданий и сооружений I категории ответственности по ПИН АЭ-5.6.

#### **3.2.7.5 Нормативные основы расчета защиты от внешних воздействий**

Здания, сооружения и элементы I категории по ответственности за радиационную и ядерную безопасность по ПИН АЭ-5.6 спроектированы с учетом воздействий от падения самолета, внешней воздушной ударной волны, максимального расчетного землетрясения, экстремальных температурных, ветровых и снеговых нагрузок.

Критерии работоспособности (прочность, устойчивость, трещиностойкость, жесткость) для строительных конструкций без предварительного напряжения принимались в соответствии с нормативными документами: ПИН АЭ - 5.6; НП-031-01; НП-064-05, РБ-022-01; РБ-05-039-96; ПИН АЭ-5.10.87; СНиП 52-01-03; СП 52-101-2003; СНиП 2.03.04-84\*; СНиП 2.06.08-87; СНиП II-23-81\*; СНиП II-11-77\*; СНиП II-7-81\*; СП 50-101-2004; СНиП 2.02.02-85.

Для предварительно напряженной железобетонной оболочки основные критерии работоспособности принимались в соответствии с *ACI 359 «ASME BPVC – ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Part III, Division 2»*.

При оценке внешних воздействий использовались методики расчетов и испытаний, предусмотренные Российскими нормами. В отдельных случаях, при недостаточной детализации отечественных норм принимались во внимание рекомендации МАГАТЭ и международная проектная практика.

Расчеты производились с применением широко известных в мире и апробированных международной практикой проектирования АС вычислительных программ.

#### **3.2.8 Планы мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии**

##### **3.2.8.1. Основные положения Планов мероприятий по защите персонала и населения в случае радиационной аварии на АЭС**

До завоза ядерного топлива на АЭС должны быть разработаны и готовы к осуществлению планы мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии на АЭС, 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 территорий от чрезвычайных ситуаций.

Планы мероприятий по защите персонала и населения разрабатываются на основе проектных характеристик и параметров энергоблока, критериев для принятия решения о мерах по защите населения в случае аварии на АЭС с учётом экономических, природных и

иных характеристик, особенностей территорий и степени реальной опасности возникновения чрезвычайной ситуации.

Планы мероприятий по защите персонала и населения 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.

План мероприятий по защите персонала в случае аварии на АЭС разрабатывается эксплуатирующей организацией АЭС в соответствии с «Типовым содержанием плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции» НП-015-2000, положениями норм и правил по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Требования к составу и содержанию плана мероприятий по защите работников АЭС в случае радиационной аварии (внутреннему аварийному плану)», нормативными документами по обеспечению радиационной безопасности и рекомендациями МАГАТЭ и 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 таких, как органы внутренних дел, государственная противопожарная служба, органы управления по делам гражданской обороны и чрезвычайным ситуациям, медицинские учреждения, органы местного самоуправления, в пределах площадки и зоны планирования защитных мероприятий.

План мероприятий по защите персонала подписывается генеральным директором АЭС и начальником отдела по делам ГО и ЧС АЭС и согласовывается с организацией - разработчиком проекта АЭС (АО ИК «АСЭ»), начальниками территориального органа управления по делам ГО и ЧС и управления внутренних дел Гродненской области, главой администрации города при АЭС и начальником МЧС.

План мероприятий утверждается генеральным директором эксплуатирующей организации.

План мероприятий вводится в действие приказом генерального директора АЭС за один месяц до поставки свежего топлива на склад для физического пуска энергоблока.

План мероприятий представляется в надзорный орган в составе комплекта документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности для получения лицензии на эксплуатацию энергоблока.

Требования Плана мероприятий распространяются на персонал АЭС, личный состав специальной и пожарной охраны АЭС, а также персонал, временно прикомандированный на АЭС и подлежат исполнению на территории АЭС, в пределах ее СЗЗ и на территории города при АЭС в части защиты работников АЭС и членов их семей.

Поддержание постоянной готовности и реализация плана возлагается на административное руководство АЭС.

План мероприятий по защите населения, разрабатываемый в установленном порядке компетентными органами исполнительной власти, в случае аварии на АЭС предусматривает координацию действий объектовых и территориальных сил органов управления по делам гражданской обороны и чрезвычайным ситуациям, субъектов Республики Беларусь и органов местного самоуправления, а также министерств и ведомств, участвующих в реализации мероприятий по защите населения и в ликвидации последствий аварии.

Разработка планов защиты населения города при АЭС и других населенных пунктов осуществляется администрацией этих населенных пунктов с учетом требований «Типового содержания плана мероприятий по защите населения в случае аварии на АЭС».

Планы мероприятий по защите персонала и населения взаимосвязаны 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.

Планами мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии на АЭС четко устанавливаются уровни аварийной готовности и уровни вмешательства; определяется, кто, при каких условиях, при каких средствах связи, какие организации оповещает об аварии и о начале осуществления этих планов. Планами предусматривается необходимое оборудование и средства их реализации, в них указывается, кто и откуда их доставляет.

К моменту физического пуска энергоблока должны быть выполнены требования норм проектирования инженерно-технических мероприятий гражданской обороны на атомной станции, касающиеся:

обеспечения:

- полного укрытия в убежищах наибольшей по численности работающей смены АЭС мирного времени (в том числе командированного и ремонтного персонала для производства техобслуживания и текущего ремонта оборудования), включая личный состав воинских и пожарных частей;

- укрытия персонала АЭС и членов их семей в защитных сооружениях города при АЭС;

- выполнения индивидуального дозиметрического контроля персонала;

создания и поддержания в постоянной готовности:

- автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО);

- защищенного пункта управления противоаварийными действиями на территории АЭС (ЗПУПД АС) с внутренним аварийным центром. ЗПУПД АС обеспечивает возможность выполнения комплексной задачи управления противоаварийными действиями и мероприятиями гражданской обороны, а также осуществление связи и оповещения, контроля за воздействием поражающих факторов современных средств массового поражения и радиоактивных продуктов при чрезвычайных ситуациях на АЭС;

- защищенного пункта управления противоаварийными действиями в городе при АЭС (ЗПУПД Г) с внешним аварийным центром. ЗПУПД Г при необходимости выполняет функции ЗПУПД АС;

- локальной системы оповещения АЭС (ЛСО);

- необходимого количества маршрутов для обеспечения своевременной эвакуации персонала АЭС и членов их семей;

- складских помещений на территории АЭС для хранения положенной по табелям оснащения техники, автотранспорта, инструмента и имущества специального ведомственного формирования (СВФ) и аварийно-спасательного формирования АЭС;

разработки мероприятий по участию АЭС:

- в обеспечении подачи к жилым домам в городе при АЭС автомобильного транспорта в целях сокращения сроков эвакуации;
- в подготовке объектов коммунально-бытового назначения на маршрутах эвакуации для санитарной обработки людей, специальной обработки средств индивидуальной защиты, одежды и подвижного состава транспорта, используемого для эвакуации.

Создаваемые в ЗПУПД внутренний и внешний аварийные центры оснащены необходимым оборудованием, приборами и средствами связи для осуществления руководства реализацией планов в случае аварии. В помещениях аварийных центрах созданы условия для работы руководства и специалистов АЭС, комиссии по чрезвычайным ситуациям АЭС (КЧСО) в процессе аварийного реагирования и ликвидации последствий аварии.

### **3.2.8.2 Порядок оповещения, объявления состояния АЭС и ввода в действие «Плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции»**

В зависимости от обстановки на территории АЭС (в пределах ее СЗЗ) и в городе при АЭС в части защиты персонала и членов их семей устанавливаются три режима функционирования:

- нормальная эксплуатации энергоблока – эксплуатация АЭС в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях;
- режим повышенной готовности (состояние «Аварийная готовность») – нарушены проектные пределы безопасной эксплуатации энергоблока, но принятия специальных мер по защите не требуется.
- чрезвычайный режим (состояние «Аварийная обстановка») – нарушены пределы безопасной эксплуатации энергоблока и требуется принятие специальных мер по защите персонала и (или) населения.

Оперативная классификация аварийной ситуации и первоначальный прогноз оценки ее последствий осуществляются должностными лицами Белорусской АЭС в соответствии с руководством по безопасности МАГАТЭ GS-G-2.1

Оценка аварии на территории Белорусской АЭС осуществляется соответствующими подразделениями в порядке, предусмотренном внутренним аварийным планом.

Первоначальная оценка последствий аварий за пределами промышленной площадки Белорусской АЭС осуществляется системой ситуационных кризисных центров, созданных в соответствии с постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 21 июня 2016 г.

Мониторинг радиационной обстановки в районе расположения Белорусской АЭС проводится государственным учреждением "Республиканский центр по гидрометеорологии, контролю радиоактивного загрязнения и мониторингу окружающей среды" Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды. Мониторинг радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения Белорусской АЭС осуществляется также посредством автоматизированной системы контроля радиационной обстановки Белорусской АЭС.

В целях поддержки принятия решений о проведении защитных и других мероприятий аварийного реагирования, оценки складывающейся обстановки задействуется система ситуационных кризисных центров, включающая:

- кризисный центр Белорусской АЭС;
- ситуационные кризисные центры Министерства энергетики, МЧС, Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды, Министерства здравоохранения, Министерства внутренних дел, Комитета государственной безопасности;
- экспертный научно-технический центр Национальной академии наук Беларуси.

На кризисный центр Белорусской АЭС и ситуационные кризисные центры возлагаются соответствующие основные функции.

Кризисный центр Белорусской АЭС и ситуационный кризисный центр Министерства энергетики:

- взаимодействуют со страной – поставщиком ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий в условиях реального времени во всех режимах эксплуатации Белорусской АЭС;
- организуют привлечение группы оказания помощи атомным станциям;
- проводят оценку состояния ядерной установки и курируют получение технической поддержки, запрашиваемой Белорусской АЭС.

Ситуационный кризисный центр Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды:

- проводит мониторинг окружающей среды на всех этапах эксплуатации Белорусской АЭС;
- осуществляет оперативный контроль и прогнозирование зон распространения радиоактивного загрязнения;
- передает данные всем заинтересованным участникам аварийного реагирования.

Информационно-аналитический центр Департамента по ядерной и радиационной безопасности МЧС оказывает в аварийных ситуациях информационно-аналитическую поддержку по организации и обеспечению государственного надзора и контроля исполнения законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии.

Ситуационный кризисный центр Министерства здравоохранения:

- оказывает информационно-аналитическую поддержку принятия решений при ядерных или радиационных авариях;
- организует и оказывает медицинскую помощь и лекарственное обеспечение;
- проводит оценку доз облучения и медицинских последствий радиационного облучения населения;
- решает иные вопросы обеспечения санитарно-эпидемиологического благополучия населения.

Экспертный научно-технический центр Национальной академии наук Беларуси обеспечивает научно-техническую поддержку и оказывает экспертную помощь по вопросам ядерной и радиационной безопасности.

Полномочия принимать решения об объявлении состояния «Аварийная готовность» и (или) «Аварийная обстановка» и введении в действие «Плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции» в соответствии с НП-015-2000 («Требования к составу и содержанию плана мероприятий по защите работников АЭС в случае радиационной аварии (внутреннему аварийному плану)») возложены на должностных лиц РУП «Белорусской АЭС», уполномоченных на решение задач в области ГО и ЧС.

При обнаружении нарушений пределов безопасной эксплуатации энергоблока, при которых достигаются критерии, установленные в разделе 3.1.2, а также в случае угрозы безопасности энергоблока при пожарах и стихийных бедствиях, эксплуатационный персонал немедленно сообщает об обстановке должностному лицу в порядке подчиненности, вплоть до начальника смены АЭС (НС АЭС), и принимает необходимые и доступные меры по устранению обнаруженного нарушения, либо уменьшению его последствий.

Начальник смены АЭС производит оповещение согласно разработанному на атомной станции «Перечню нарушений в работе АЭС, о которых администрация АЭС должна сообщать немедленно», содержание которого определяется в соответствии с требованиями «Положения о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций».

Для сокращения времени оповещения НС АЭС:

- лично докладывает генеральному директору (главному инженеру) АЭС, органам управления по делам ГО и ЧС города при АЭС и Гродненской области;

- одновременно поручает лицу, назначенному заранее приказом генерального директора, доложить должностным лицам органов управления по делам гражданской обороны и чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, органов местного самоуправления, а также министерств и ведомств, участвующих в реализации мероприятий по защите населения и в ликвидации последствий аварии, другим абонентам согласно «Схемы оповещения об объявлении состояния «Аварийная готовность» и/или «Аварийная обстановка» на АЭС», разрабатываемой в рамках плана мероприятий по защите персонала.

После получения от НС АЭС информации о характере нарушения, оценке и прогнозе развития ситуации генеральный директор (главный инженер) АЭС принимает решение об объявлении на АЭС:

- состояния «Аварийная готовность» и дает соответствующее указание НС АЭС и начальнику отдела по делам ГО и ЧС АЭС (при отсутствии на АЭС генерального директора (главного инженера) решение об объявлении состояния «Аварийная готовность» принимает НС АЭС);

- состояния «Аварийная обстановка» и принимает решение о введении в действие Плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции, о чем дает соответствующее указание НС АЭС и начальнику отдела по делам ГО и ЧС АЭС (при отсутствии на АЭС генерального директора (главного инженера) решение об объявлении состояния «Аварийная обстановка» и введение в действие Плана мероприятий по защите персонала принимает НС АЭС).

Принятые генеральным директором (главным инженером) решения доводятся до сведения всего персонала АЭС с помощью технических средств следующих систем связи: оповещения и поиска персонала, оперативной громкоговорящей и телефонной связи, общестанционной телефонной связи, транкинговой радиосвязи.

Для передачи данных между АЭС, ЗПУПД АС и ЗПУПД Г используются каналы связи по кабельным и, при необходимости, радиорелейным линиям связи. В качестве резервного канала связи предусматривается использование технических средств спутниковой связи с установкой земной станции спутниковой связи на узле связи ЗПУПД Г), а также направление спутниковой связи, организуемое на базе терминалов системы «Инмарсат».

Оповещение населения города при АЭС и населенных пунктов осуществляется в соответствии с п.п. 6.3 и 6.4 «Положения о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи, атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций».