

Акционерное общество
«Российский концерн по производству электрической
и тепловой энергии на атомных станциях»
(АО «Концерн Росэнергоатом»)

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»
«БАЛАКОВСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ»
(Балаковская АЭС)

УТВЕРЖДАЮ:

«___» _____ 2021 г.

МАТЕРИАЛЫ
обоснования лицензии, включая предварительные материалы оценки
воздействия на окружающую среду, на осуществление деятельности в
области использования атомной энергии

«Эксплуатация энергоблока №4 Балаковской АЭС»

КНИГА 1

2021 год

СОДЕРЖАНИЕ МАТЕРИАЛОВ

КНИГА 1

Аннотация

1. Общие сведения о юридическом лице, осуществляющем деятельность в области использования атомной энергии
 - 1.1. Наименование, организационно-правовая форма, место нахождения
 - 1.2. Сведения об основной хозяйственной и иной деятельности, сопряженной с осуществлением деятельности в области использования атомной энергии
 - 1.3. Описание структуры предприятия
2. Описание намечаемой деятельности
 - 2.1. Цель и потребность реализации намечаемой деятельности
 - 2.2. Краткое описание намечаемой деятельности
 - 2.2.1. Общее описание энергоблока
 - 2.2.2. Краткое описание режимов работы энергоблока
 - 2.2.3. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на АЭС
 - 2.2.4. Санитарно-защитная зона и зона наблюдения
3. Сведения о радиоактивных отходах, деятельность по обращению с которыми планируется осуществлять
4. Оценка воздействия на окружающую среду в результате осуществления лицензируемого вида деятельности в области использования атомной энергии
5. Сведения о деятельности по обращению с радиоактивными отходами
6. Сведения о получении положительных заключений и (или) документов согласований органов федерального надзора и контроля по обоснованиям лицензий на осуществление деятельности в области использования атомной энергии
7. Перечень нормативных и справочных материалов
8. Приложения

КНИГА 2

ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

ВВЕДЕНИЕ

1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ
 - 1.1. Заказчик деятельности
 - 1.2. Наименование планируемой деятельности и место ее реализации
 - 1.3. ФАМИЛИЯ, ИМЯ, ОТЧЕСТВО СОТРУДНИКА - КОНТАКТНОГО ЛИЦА
2. ОПИСАНИЕ ОСНОВНЫХ ПОДРАЗДЕЛЕНИЙ
3. ЦЕЛЬ И ПОТРЕБНОСТЬ РЕАЛИЗАЦИИ НАМЕЧАЕМОЙ ХОЗЯЙСТВЕННОЙ И ИНОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ
 - 3.1. Цель и потребность реализации намечаемой хозяйственной деятельности
 - 3.2. Динамика и структура потребления электрической энергии и мощности

3.3. Назначение и характеристика Балаковской АЭС

4. ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ В РЕЗУЛЬТАТЕ ОСУЩЕСТВЛЕНИЯ ЛИЦЕНЗИРУЕМОГО ВИДА ДЕЯТЕЛЬНОСТИ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

4.1 Пояснительная записка по обосновывающей документации

4.2 Описание альтернативных вариантов. Обоснование варианта

4.3 Описание окружающей среды, характера имеющейся антропогенной нагрузки на окружающую среду на данной территории

4.3.1 Физико-географическое положение и условия

4.3.2 Климатические и аэрологические условия

4.3.3 Рельеф и почвообразующие породы

4.3.4 Геологические и гидрологические условия

4.3.5 Опасные природные явления

4.3.6 Животный мир

4.3.7 Растительный мир

4.3.8 Поверхностные водные объекты

4.3.9 Характеристика почвенного покрова

4.3.10 Особо охраняемые природные территории

4.3.11 Социально-демографическая характеристика

4.3.12 Санитарно-гигиеническая характеристика района размещения Балаковской АЭС

4.3.13 Оценка уровня загрязнения атмосферного воздуха

4.3.14 Оценка уровня загрязнения водных объектов

4.3.15 Оценка уровня загрязнения почвенного покрова

4.3.16 Радиационная обстановка

4.3.17 Объекты культурного наследия

4.4 Оценка воздействия на окружающую среду

4.4.1 Оценка воздействия на атмосферный воздух

4.4.2 Оценка воздействия на почвенный покров

4.4.3 Оценка воздействия на геологическую среду

4.4.4 Оценка воздействия на поверхностные воды и донные отложения

4.4.5 Оценка воздействия на животный мир

4.4.6 Оценка воздействия на растительность

4.4.7 Обращение с отходами производства и потребления при эксплуатации

4.4.8 Оценка воздействия при аварийных ситуациях

4.5 Планируемые мероприятия по предотвращению и/или смягчению возможного неблагоприятного воздействия на окружающую среду

4.5.1 Мероприятия по предотвращению воздействия на поверхностные и подземные воды

- 4.5.2 Мероприятия по защите от попадания жидких радиоактивных отходов в поверхностные и подземные воды
- 4.5.3 Мероприятия по охране атмосферного воздуха от выбросов радиоактивных и химических веществ
- 4.5.4 Мероприятия по охране атмосферного воздуха при НМУ
- 4.5.5 Мероприятия по снижению шумового и электромагнитного воздействия
- 4.5.6 Мероприятия по очистке сточных вод и предотвращению аварийных сбросов сточных вод
- 4.5.7 Мероприятия по оборотному водоснабжению
- 4.5.8 Мероприятия и решения, обеспечивающие рациональное использование и охрану водных объектов, а также сохранение водных биологических ресурсов
- 4.5.9 Мероприятия по охране объектов растительного и животного мира и среды их обитания
- 4.5.10 Мероприятия по минимизации возникновения возможных аварийных ситуаций, локализации радиационного воздействия на окружающую среду и ликвидации последствий этого воздействия
- 4.5.11 Меры по предотвращению и снижению негативного воздействия на окружающую среду при авариях
- 4.5.12 Меры по обеспечению готовности к ликвидации аварий, противоаварийные мероприятия
- 4.6. Выявленные при проведении оценки неопределенности в определении воздействий намечаемой деятельности на окружающую среду
- 4.7. Затраты на реализацию природоохранных мероприятий
- 4.8. Краткое содержание программ мониторинга
 - 4.8.1 Радиационный контроль окружающей среды
 - 4.8.2 Контроль нерадиационных факторов воздействия на окружающую среду
- 5. Сведения об участии общественности при принятии решений, касающихся лицензируемого вида деятельности в области использования атомной энергии
- 6. Резюме нетехнического характера

КНИГА 3

- 8. Приложения
 - 8.1. Учредительные документы
 - 8.1.1. Устав Акционерного общества «Концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях»
 - 8.1.2. Положение о филиале АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция»
 - 8.1.3. Свидетельство о постановке на учет в налоговом органе
 - 8.1.4. Свидетельство о государственной регистрации юридического лица
 - 8.1.5. Выписка из Единого государственного реестра юридических лиц
 - 8.1.6. Лист записи Единого государственного реестра юридических лиц

- 8.1.7. Договор аренды земельного участка, находящегося в федеральной собственности
- 8.2. Разрешительная документация в области природопользования
 - 8.2.1. Свидетельство о постановке на государственный учет объекта НВОС
 - 8.2.2. Радиационно-гигиенический паспорт
 - 8.2.3. Декларация о воздействии на окружающую среду
 - 8.2.4. Разрешение на сбросы радиоактивных веществ
 - 8.2.5. Разрешение на выбросы радиоактивных веществ
 - 8.2.6. Разрешение на эксплуатацию гидротехнического сооружения
 - 8.2.7. Решение о предоставлении водного объекта в пользование
 - 8.2.8. Договор водопользования
 - 8.2.9. Договоры на обращение с отходами
 - 8.2.10. Лицензии организаций, осуществляющих обращение с отходами
 - 8.2.11. Лицензия на осуществление деятельности по сбору, транспортированию, обработке, утилизации, обезвреживанию, размещению отходов
 - 8.2.12. Лицензии на право пользования недрами
 - 8.2.13. Лицензия на осуществление деятельности в области гидрометеорологии
 - 8.2.14. Лицензия на эксплуатацию радиационного источника
 - 8.2.15. Лицензия на эксплуатацию взрывоопасных и химически опасных производственных объектов
- 8.3. Санитарно-эпидемиологические заключения
- 8.4. Сведения органов государственной власти
 - 8.4.1. Сведения о наличии/отсутствии особо охраняемых природных территорий
 - 8.4.2. Сведения о наличии/отсутствии скотомогильников
 - 8.4.3. Сведения о наличии/отсутствии объектов культурного наследия
 - 8.4.4. Сведения об особо охраняемых природных территориях и видах, занесенных в Красную книгу
 - 8.4.5. Сведения о водных объектах района расположения Балаковской АЭС
 - 8.4.6. Сведения о наличии/отсутствии охотничьих видов животных
 - 8.4.7. Сведения о наличии/отсутствии поверхностных и подземных источников водоснабжения и их зон санитарной охраны в районе размещения Балаковской АЭС
 - 8.4.8. Справка о фоновых концентрациях загрязняющих веществ и климатических характеристиках
- 8.5. Программы контроля и мониторинга
 - 8.5.1. Программа Производственного экологического контроля
 - 8.5.2. Регламент радиационного контроля

- 8.5.3. Отчет об организации и о результатах осуществления производственного контроля
- 8.5.4. Аттестаты аккредитации лабораторий и лицензии специализированных организаций
- 8.6. Сведения о средствах контроля воздействия на окружающую среду
- 8.7. Прочее
 - 8.7.1. Карта-схема расположения источников образования отходов и объектов размещения на Балаковской АЭС
 - 8.7.2. Схема расположения контейнеров ТКО
 - 8.7.3. Техническое задание на проведение ОВОС
 - 8.7.4. Письмо об измерениях напряженности электрического и магнитного полей

Обозначения и сокращения

АБК	административно-бытовой корпус
АЗ	аварийная защита
АК ГНЦ	автономный контур главного циркуляционного насоса
АР	автоматическое регулирование
АС	атомная станция
АСКР	автоматизированная система радиационного контроля
АСКРО	автоматизированная система контроля радиационной обстановки
АЭС	атомная электростанция
Балаковская АЭС	Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция»
БАЛАЭС	Балаковская атомная электростанция
БВ	бассейн выдержки
БП	бассейн перегрузки
БПК ₅	биохимическое потребление кислорода
БРУ	быстродействующее редуцирующее устройство
БРУ-А	быстродействующее редуцирующее устройство сброса пара в атмосферу
БРУ-К	быстродействующее редуцирующее устройство сброса пара в конденсатор турбины
БРУ-СН	быстродействующая редуцирующая установка
БС	балтийская система высот
БУОБ	безопасный уровень облучения биоты
БЩУ	блочный щит управления
ВАО	высокоактивные отходы
ВВЭР	водо-водяной энергетический реактор
ВДУ	временно допустимый уровень
ВИУР	ведущий инженер управления реактором
ВИУТ	ведущий инженер управления турбиной
ВКУ	внутрикорпусные устройства реактора
ВО	водоем-охладитель
ВПЭН	вспомогательный питательный насос
ВХВ	вредные химические вещества
ВХР	водно-химический режим
ВЭС	ветряная электростанция
ГЕ	гидроемкость
ГИС	главный инженер станции
ГК «Росатом»	Государственная корпорация «Росатом»
ГКУ СО	Государственное казенное учреждение Саратовской области
ГО	герметичное ограждение
ГРО	газообразные радиоактивные отходы
ГТУ	газотурбинная установка
ГЦК	главный циркуляционный контур

ГЦН	главный циркуляционный насос
ГЦТ	главный циркуляционный трубопровод
ГЭС	гидроэлектростанция
ДВ	допустимый выброс
ДГ	дизель-генератор
ДЖН	долгоживущий радионуклид
ДОА	допустимая объемная активность
ДС	допустимый сброс
ЕКО	емкость кубового остатка
ЕФМ	емкость фильтрующих материалов
ЕЭС России	Единая энергетическая система России
ЖРО	жидкие радиоактивные отходы
ЖРС	жидкие радиоактивные среды
ЗА	запроектная авария
ЗАО	закрытое акционерное общество
ЗВ	загрязняющие вещества
ЗГИЭ	заместитель главного инженера по эксплуатации
ЗКД	зона контролируемого доступа
ЗЛА	зона локализации аварии
ЗН	зона наблюдения
ЗП	здание переработки
ЗПУПД РЭ	защищённый пункт управления противоаварийными действиями в районе эвакуации
ИВС/СППБ	информационно вычислительной системы с функцией системы представления параметров безопасности
ИЗА	индекс загрязнения атмосферы
ИП	индекс производства
ИРГ	инертный радиоактивный газ
КД	компенсатор давления
КИПиА	контрольно-измерительные приборы и автоматика
КИУМ	коэффициент использования установленной мощности
КНИ	канал нейтронный измерительный
КПД	коэффициент полезного действия
КПЖРО	комплекс переработки жидких радиоактивных отходов
КРС	крупный рогатый скот
КТО	контрольные технологические операции
КУ	контрольный уровень
КФ	контролирующий физик
ЛБК	лабораторно-бытовой корпус
ЛЭП	линия электропередач
МИА	минимальная измеряемая удельная активность
МКРЗ	Международная комиссия по радиологической защите
МКУ	минимально контролируемый уровень мощности
МО	муниципальное образование

МП	машина перегрузочная
МРАО	металлические радиоактивные отходы
МРЗ	максимальное расчетное землетрясение
МРОТ	минимальный размер оплаты труда
МС	мониторинговая станция
МСОП	международный союз охраны природы
МЭД	мощность эквивалентной дозы
МЩУ	местный щит управления
НГ	опоры несилловые граненые
НДС	норматив допустимых сбросов
НЗК	невозвратный защитный контейнер
НКВ	нижний концевой выключатель
НМУ	неблагоприятные метеорологические условия
НПИ	нижний предел измерений
НППО	насосная станция подпитки водоёма-охладителя
НПУ	нормальный подпорный уровень
НСАЭС	начальник смены АЭС
НСБ	начальник смены блока
НТД	нормативно-техническая документация
НФХ	нейтронно-физические характеристики
ОАО	Открытое акционерное общество
ОБУВ	ориентировочно-безопасный уровень воздействия
ОВОС	оценка воздействия на окружающую среду
ОЖРО	отвержденные жидкие радиоактивные отходы
ОЗРИ	отработавший закрытый источник ионизирующего излучения
ОИАЭ	область использования атомной энергии
ОКБ	общие колиморфные бактерии
ОМСН	объектный мониторинг состояния недр
ОМЧ	общее микробное число
ОНАО	очень низкоактивные радиоактивные отходы
ОООС	отдел охраны окружающей среды
ООПТ	особо охраняемые природные территории
ОПЭ	опытно-промышленная эксплуатация
ОРВИ	острая респираторная вирусная инфекция
ОРУ	открытое распределительное устройство
ОТВС	отработавшая тепловыделяющая сборка
ПА	проектная авария
ПАТЭС	Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Плавучая атомная теплоэлектростанция»
ПВХ	пункт временного хранения
ПГ	парогенератор
ПГУ	парогазовая установка
ПДВ	предельно допустимый выброс
ПДК	предельно допустимая концентрация
ПИРС	поликонттактная импульсная рыбозащитная система

ПНЗ	пункт наблюдения за атмосферой
ППР	планово-предупредительный ремонт
ПС	Поглощающий стержень
ПСР	производственная система Росатома
ПСЭ	продление срока эксплуатации
ПТНА	питательный турбонасосный агрегат
ПУХЖРО	промежуточный узел хранения жидких радиоактивных отходов
ПХРО	пункт хранения радиоактивных отходов
ПЭК	производственный экологический контроль
РАО	радиоактивные отходы
РБМК	реактор большой мощности канальный
РВ	радиоактивные вещества
РДК	радиационный дозиметрический контроль
РДЭС	резервная дизельная электростанция
РЗУ	рыбозащитное устройство
РИДУ	резервный щит дистанционного управления
РИТЭГ	радиоизотопные термоэлектрические генераторы
РКЗ	радиационный контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений
РКОС	радиационный контроль окружающей среды
РКП	радиационный контроль помещений и промплощадки
РО	реакторное отделение
РТК	радиационный технологический контроль
РУ	распределительное устройство
РФ	Российская Федерация
РЩУ	резервный щит управления
СанПиН	санитарные правила и нормы
САОЗ	система аварийного охлаждения активной зоны
САР	средство автоматического регулирования
СБ	служба безопасности
СВБ	система, важная для безопасности
СВО	спецводоочистка
СВП	стержни выемные поглощающие
СВРК	система внутриреакторного контроля
СГО	спецгазоочистка
СГУ	Саратовский национальный исследовательский государственный университет имени Н. Г. Чернышевского
СЗЗ	санитарно-защитная зона
СК	система контроля
СКР	система контроля реактора
СКУ	система контроля и управления
СУЗ	Система управления и защиты
СЭС	солнечные электростанции
ТВС	тепловыделяющие сборки
ТВЭЛ	тепловыделяющий элемент

ТГ	турбогенератор
ТК	технологический конденсатор
ТКО	твердые коммунальные отходы
ТОБ	техническое обоснование безопасности
ТТО	транспортно-технологические операции
ТУ	технические условия
ТУК	транспортно-упаковочный контейнер
ТЭС	тепловая электростанция
ТЭЦ	теплоэлектроцентраль
УВК	управляющий вычислительным комплексом
УСТ	узел свежего топлива
ФА	флуктуирующая асимметрия
ФИФ	Федеральный информационный фонд
ФККО	Федеральный классификационный каталог отходов
ХПК	химическое потребление кислорода
ХСТ	хранилище свежего топлива
ХТРО	хранилище твердых радиоактивных отходов
ЦИИСРК	централизованная информационно-измерительная система радиационного контроля
ЦОО	центр обработки отходов
ШЭМ	шаговый электромагнитный привод системы управления

Содержание

Аннотация	13
1. Общие сведения о юридическом лице, осуществляющем деятельность в области использования атомной энергии	15
1.1. Наименование, организационно-правовая форма, место нахождения	15
1.2. Сведения об основной хозяйственной и иной деятельности, сопряженной с осуществлением деятельности в области использования атомной энергии	16
1.3. Описание структуры предприятия.....	18
2. Описание намечаемой деятельности.....	22
2.1 Цель и потребность реализации намечаемой деятельности.....	22
2.2 Краткое описание намечаемой деятельности	24
2.2.1 Общее описание энергоблока	24
2.2.2 Краткое описание режимов работы энергоблока	47
2.2.3 Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на АЭС.....	51
2.2.4 Санитарно-защитная зона и зона наблюдения.....	57
3. Сведения о радиоактивных отходах, деятельность по обращению с которыми планируется осуществлять	59
4. Оценка воздействия на окружающую среду в результате осуществления лицензируемого вида деятельности в области использования атомной энергии .	66
5. Сведения о деятельности по обращению с радиоактивными отходами.....	67
6. Сведения о получении положительных заключений и (или) документов согласований органов федерального надзора и контроля по обоснованиям лицензий на осуществление деятельности в области использования атомной энергии.....	84
7. Перечень нормативных и справочных материалов	84
8. Приложения	88

Аннотация

Материалы обоснования лицензии (включая материалы оценки воздействия на окружающую среду) на осуществление деятельности в области использования атомной энергии «Эксплуатация энергоблока № 4 Балаковской АЭС» разработаны для представления в соответствии с частью 4 статьи 11 Федерального закона от 23.11.1995 № 174-ФЗ «Об экологической экспертизе» на государственную экологическую экспертизу с целью оценки соответствия лицензируемой деятельности экологическим требованиям, установленным техническими регламентами и законодательством в области охраны окружающей среды.

Материалы обоснования лицензии подготовлены в соответствии с Методическими рекомендациями по подготовке представляемых на государственную экологическую экспертизу материалов обоснования лицензии на осуществление деятельности в области использования атомной энергии, утвержденными приказом Ростехнадзора от 10.10.2007 № 688.

В соответствии с п. 11 постановления Правительства РФ от 29.03.2013 № 280 «О лицензировании деятельности в области использования атомной энергии» заключение государственной экологической экспертизы входит в комплект документов, предоставляемых в Ростехнадзор для получения лицензии.

АО «Концерн Росэнергоатом» создано в результате преобразования федерального государственного унитарного предприятия «Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (концерн «Росэнергоатом») в соответствии с Федеральным законом от 21 декабря 2001 г. №178-ФЗ «О приватизации государственного и муниципального имущества», Федеральным законом от 26 декабря 1995 г. №208-ФЗ «Об акционерных обществах» (далее – Федеральный закон «Об акционерных обществах»), Федеральным законом от 05 февраля 2007 г. №13 -ФЗ «Об особенностях управления и распоряжения имуществом и акциями организаций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии, и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», Указом Президента Российской Федерации от 27 апреля 2007 г. №556 «О реструктуризации атомного энергопромышленного комплекса Российской Федерации», постановлением Правительства Российской Федерации от 26 мая 2007 г. №319 «О мерах по созданию открытого акционерного общества «Атомный энергопромышленный комплекс» и является его правопреемником.

АО «Концерн Росэнергоатом» – эксплуатирующая организация действующих, строящихся, проектируемых и законсервированных АЭС, находится в ведомственном подчинении Государственной корпорации по

атомной энергии «Росатом». В соответствии с законодательством Российской Федерации в области использования атомной энергии АО «Концерн Росэнергоатом», как эксплуатирующая организация, несет всю полноту ответственности за обеспечение ядерной, радиационной, технической, пожарной и экологической безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС, включая меры по ликвидации аварийных ситуаций.

Основной профиль хозяйственной деятельности АО «Концерн Росэнергоатом» – производство электрической и тепловой энергии на атомных станциях, входящих в состав Концерна.

Балаковская АЭС является филиалом АО «Концерн Росэнергоатом».

Вид лицензируемой деятельности - эксплуатация ядерной установки.

Место реализации лицензируемой деятельности - г. Балаково, Саратовская область.

При подготовке материалов обоснования лицензии были использованы данные:

- государственных докладов, официальных баз данных, фондовых и научных источников;
- отчетов обоснования безопасности при эксплуатации энергоблока;
- результатов контроля объектов окружающей среды в районе расположения Балаковской АЭС.

1. Общие сведения о юридическом лице, осуществляющем деятельность в области использования атомной энергии

1.1. Наименование, организационно-правовая форма, место нахождения

Наименование, организационно-правовая форма, место нахождения юридического лица представлены в таблице 1.1.1.

Таблица 1.1.1 – Сведения о юридическом лице, осуществляющем деятельность в области использования атомной энергии

Наименование юридического лица	Акционерное общество «Российский концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (АО «Концерн Росэнергоатом»)
Юридический адрес	109507, г. Москва, ул. Ферганская, д.25
Почтовый адрес	109507, г. Москва, ул. Ферганская, д.25
Почтовый адрес филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская АЭС»	413801, г. Балаково, Саратовская область,
Регион (субъект Федерации)	Приволжский Федеральный округ, Саратовская область
Телефон	(495) 647-41-89, (8453) 49-75-94
Факс	(495) 926-89-30, (8453) 32-16-38, (8453) 49-95-77
E-mail	npp@balaes.ru
ИНН/КПП	7721632827 / 772101001
Руководитель	Директор – Бессонов Валерий Николаевич
Ответственный за природоохранную деятельность	Начальник отдела охраны окружающей среды – Рязанов Станислав Викторович

1.2. Сведения об основной хозяйственной и иной деятельности, сопряженной с осуществлением деятельности в области использования атомной энергии

Основным видом деятельности АО «Концерн Росэнергоатом» является эксплуатация атомных станций; экономическое, финансовое и коммерческое обеспечение выполнения функций эксплуатирующей организации; централизованный сбыт производимой электроэнергии по единому тарифу; инвестиционная деятельность; международное сотрудничество в области повышения безопасности атомных станций; подготовка персонала.

В состав АО «Концерн Росэнергоатом» входят 11 атомных станций, которые наделены статусом филиалов.

Одной из главных задач, поставленных перед атомной энергетикой России в рамках Энергетической стратегии России на период до 2035 года, является увеличение производства электроэнергии на действующих АЭС до 40% от общего объема генерации, повышение их общей экономичности при безопасной и надежной эксплуатации.

Атомная энергетика – одна из основных и динамично развивающихся отраслей в экономике Российской Федерации. Сегодня в России атомные станции вырабатывают порядка 18% всего производимого объема электрической энергии. В Европейской части страны 1/3 потребляемой электрической энергии произведена на атомных электростанциях. Атомная энергетика – это не только большой объём электроэнергии, но и за счет низкой себестоимости - один из основных факторов, сдерживающих рост цен на электроэнергию как для промышленных потребителей, так и обычных граждан.

Балаковская АЭС является филиалом Акционерного общества «Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (АО «Концерн Росэнергоатом»).

Целью деятельности Балаковской АЭС является производство электрической и тепловой энергии при безусловном обеспечении безопасной, надежной, безаварийной и экономически эффективной работы энергоблоков, оборудования, сооружений, передаточных устройств и систем управления АС, сооружение (капитальное строительство) объектов использования атомной энергии и социального назначения.

Балаковская атомная станция размещена на левом берегу Саратовского водохранилища на расстоянии 140 км от г. Саратов. Санитарно-защитная зона Балаковской АЭС ограничена периметром промплощадки, зона наблюдения – 14 км в соответствии с законом Российской Федерации «Об использовании атомной энергии».

Землепользование Балаковской АЭС осуществляется на основании договора аренды земельного участка, находящегося в федеральной собственности и передаваемого в аренду организации атомного энергопромышленного

комплекса и договора аренды земельного участка, находящегося в федеральной собственности и передаваемого в аренду организации атомного энергопромышленного комплекса.

Проектная мощность Балаковской АЭС – 4000 МВт (4 блока), государственную экологическую экспертизу прошел проект на 4 энергоблока, в настоящее время действует четыре энергоблока.

Проект Балаковской АЭС относится к серии унифицированных с реакторами ВВЭР-1000, с двухконтурной системой выработки электроэнергии.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция» (Балаковская АЭС) – одно из крупнейших и самых современных предприятий энергетики Российской Федерации. Начало строительства Балаковской АЭС – октябрь 1978 года. Генеральный подрядчик – управление «Саратовгэсстрой». Первая очередь включает в себя четыре энергоблока с установленной мощностью по 1000 МВт (эл.) каждый, а также комплекс вспомогательных зданий и сооружений, необходимых для нормального функционирования энергоблоков АЭС. Вторая очередь включает в себя два энергоблока с установленной мощностью по 1000 МВт (эл.) каждый с соответствующим расширением вспомогательных объектов первой очереди. В 1993 году строительство второй очереди было приостановлено. В связи с отсутствием необходимости ввода дополнительных мощностей по производству электроэнергии в Поволжском и соседних регионах, достройка 5 и 6 энергоблоков в дорожной карте строительства новых энергоблоков Госкорпорации «Росатом» не предусмотрена. В 2013 году Госкорпорацией «Росатом» принято решение о консервации объектов незавершенного строительства 5 и 6 энергоблоков.

Энергоблоки Балаковской АЭС относятся к третьему поколению отечественных атомных энергоблоков. На каждом энергоблоке имеются 3 канала систем безопасности с функциями автономного энергоснабжения, аварийного охлаждения активной зоны, подачи техводы на теплообменное оборудование, контактирующее с радиоактивной средой, подачи бора в реактор.

Балаковская АЭС расположена в 10,5 километрах от г. Балаково – города с развитым энергетическим комплексом, химической, машиностроительной и металлургической промышленностью и предназначена для покрытия дефицита электрической энергии в объединенной энергосистеме Средней Волги, включающей в себя Саратовскую энергосистему, а также в центре европейской части России и на Северном Кавказе. Географически площадка Балаковской АЭС размещена в северной части Саратовской области, на левом берегу Саратовского водохранилища реки Волги. Мелководная часть Саратовского водохранилища, примыкающая к площадке АЭС, отсеченная намывными дамбами, образует водоем-охладитель. Балаковская АЭС входит в число лидеров отечественной атомной энергетики, на которой внедряются самые современные технологии.

В соответствии с Уставом, утвержденным решением Общего собрания акционеров АО «Концерн Росэнергоатом», основными видами деятельности АО «Концерн Росэнергоатом» являются:

выполнение функций эксплуатирующей организации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, в порядке, установленном законодательством Российской Федерации;

эксплуатация энергетических блоков атомной станции;

контроль за обеспечением ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасности ядерных установок (атомных станций), радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;

учет и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ;

размещение, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов;

обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами, в том числе при производстве, использовании, хранении, переработке, транспортировании и захоронении;

обращение с радиоактивными отходами при их хранении, переработке, транспортировании и захоронении;

производство электрической и тепловой энергии атомными станциями;

передача электрической и тепловой энергии;

поставка электрической энергии и мощности;

осуществление физической защиты ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;

проведение сертификации систем качества, управления охраной окружающей среды и производств;

природоохранная деятельность;

планирование и организация проведения аварийно-спасательных и других неотложных работ при возникновении нештатных ситуаций и аварий на подведомственных объектах производственного и социального назначения и на прилегающих к ним территориях в соответствии с планами предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций;

деятельность, связанная с использованием источников ионизирующего излучения;

деятельность по обеспечению работоспособности электрических сетей.

1.3. Описание структуры предприятия

Генеральным директором АО «Концерн Росэнергоатом» Петровым А.Ю. утверждена 27.12.2018 организационно-функциональная структура управления филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция».

Общее руководство всей работой по обеспечению охраны окружающей среды на АЭС возлагается на заместителя генерального директора – директора филиала. Организация работ и выполнение мероприятий по обеспечению охраны окружающей среды на АЭС возлагается на главного инженера. Ответственность за организацию и общее руководство при осуществлении природоохранной деятельности Балаковской АЭС возлагается на заместителя главного инженера по радиационной безопасности.

Структурным подразделением АЭС, на которое возложены функции по обеспечению выполнения в процессе эксплуатации АЭС требований федерального законодательства, норм и правил в области охраны окружающей среды, является отдел охраны окружающей среды (ОООС). Целью деятельности ОООС является контроль и организация работ по обеспечению экологической безопасности АЭС.

На ОООС возложены следующие основные задачи:

обеспечение производственного экологического контроля и мониторинга окружающей среды в районе расположения АЭС и ее защита;

организация и осуществление мероприятий по снижению негативного воздействия АЭС на окружающую среду;

нормативное обеспечение деятельности АЭС в части охраны окружающей среды и природопользования;

взаимодействие со специально уполномоченными органами в области охраны окружающей среды и природопользования;

осуществление мероприятий по эффективному функционированию и совершенствованию системы экологического менеджмента и интегрированной системы управления АЭС;

обеспечение контроля соблюдения требований природоохранного законодательства при проведении строительных работ на площадке сооружаемых объектов.

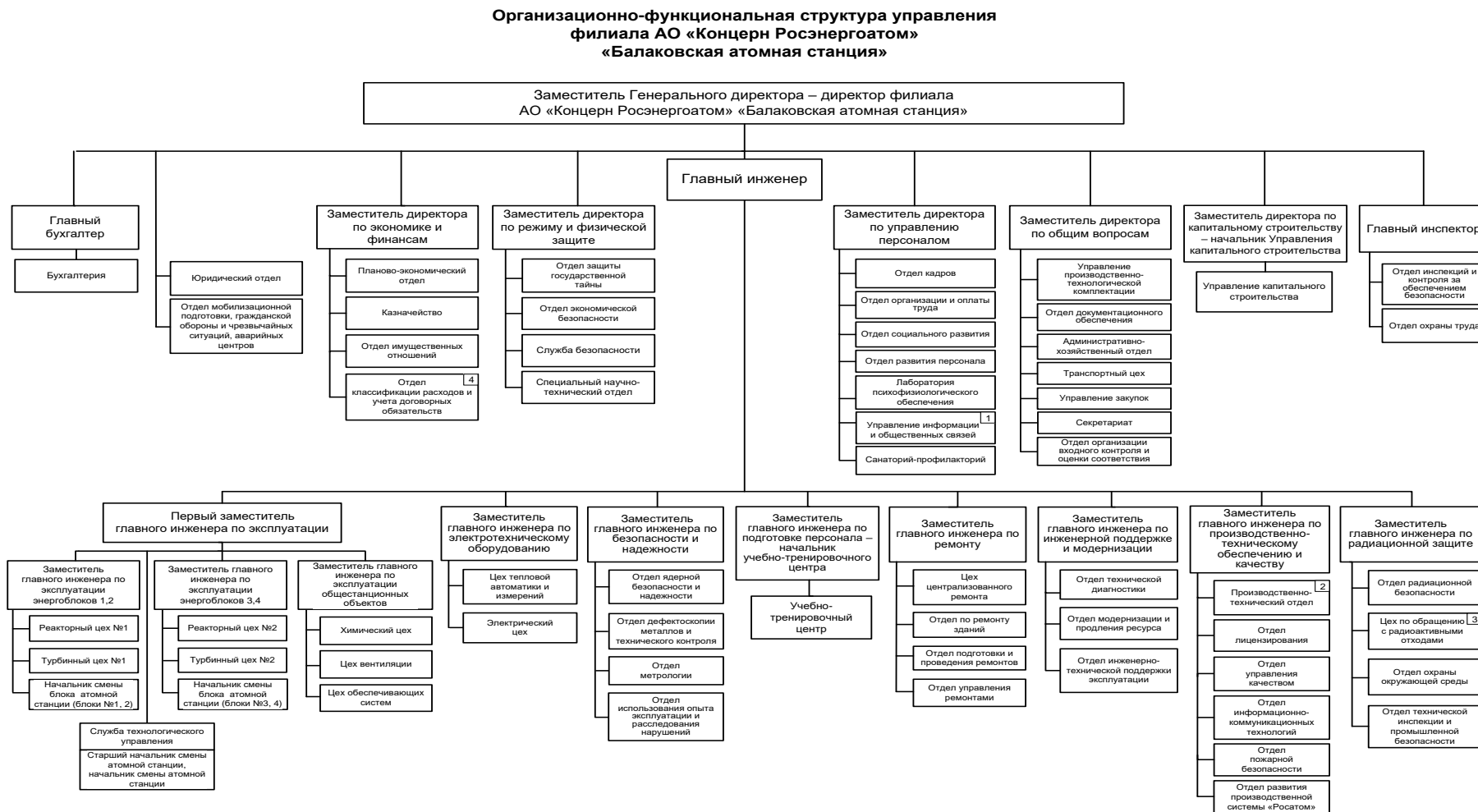


Рисунок 1.3.1 - Организационная структура Балаковской АЭС

Типовая организационно-функциональная структура управления атомных станций утверждена приказом концерна Росэнергоатом от 31.03.2009 №269. Структурные подразделения Балаковской АЭС: реакторные цеха №№ 1, 2, турбинные цеха №№ 1, 2, электрический цех, цех тепловой автоматики и измерений, химический цех, цех вентиляции, цех централизованного ремонта, цех дезактивации, отдел по радиационной безопасности, отдел охраны окружающей среды, административно – хозяйственный отдел, учебно-тренировочный центр, транспортный цех, складское хозяйство, столовая на 410 мест, санаторий-профилакторий на 40 мест, центр общественной информации и др.

Реакторный цех осуществляет эксплуатацию ядерно-энергетических установок, эксплуатацию всего основного и вспомогательного тепломеханического оборудования, осуществляет транспортно-технологические операции с топливными сборками реактора. В составе цехового оборудования находятся 4-е резервные дизельгенераторные станции (РДЭС - по одной на каждый энергоблок), которые предназначены для поддержания электрического питания основных потребителей мощности в случае аварийного обесточивания блоков БалаАЭС.

Резервные дизельные электростанции размещены:

в РЦ-1 – 6 ед. АСД-5600 мощностью 5 600 кВт;

в РЦ-2 – 6 ед. АСД-5600 мощностью 5 600 кВт.

Для поддержания РДЭС в рабочем состоянии, проводят плановые проверки ее работы, включением каждой один раз в месяц на один час по определенному регламенту. Расход дизельного топлива в год одной единицы составляет 4 тонны, удельный расход топлива составляет 233 г/кВт/час.

Турбинный цех осуществляет эксплуатацию основного и вспомогательного оборудования турбинного отделения, сооружений и оборудования, обеспечивающих безопасность основного оборудования.

Химический цех обеспечивает работу основного и вспомогательного теплоэнергетического оборудования без повреждений и снижения экономичности путем руководства, коррекции и контроля правильности ведения водно-химического режима работы оборудования, осуществляет эксплуатацию оборудования водоподготовки, спецводоочистки и спецгазоочистки, химический и радиохимический контроль за режимами работы оборудования.

Электрический цех обеспечивает электроснабжение основных и вспомогательных цехов и распределение электроэнергии между потребителями. Цех осуществляет эксплуатацию, ремонт, контроль, наладку и испытание электротехнического оборудования, средств релейной защиты, электроавтоматики и электроизмерений, диспетчерского технологического управления, радиофикации, часофикации, эксплуатацию и ремонт дизельгенераторов и всех их систем технологического оборудования систем водяного пожаротушения, устройств сигнализации и автоматического пуска пожаротушения.

Цех тепловой автоматики и измерений осуществляет эксплуатацию, ремонт, контроль, наладку, испытания приборов технологического, химического контроля электрооборудования, устройств системы управления и защиты реактора, внутрореакторного контроля, контроля автоматики тепловых процессов, технологических защит и сигнализации, дистанционного управления регулирующей запорной арматурой, вычислительной техники и систем управления технологическими процессами.

Цех обеспечивающих систем осуществляет эксплуатацию и ремонт теплообменного насосного оборудования, трубопроводов и арматуры теплоснабжения, водоснабжения ответственных и неответственных потребителей, промливневой и фекальной канализации промплощадки, очистных и водозаборных сооружений, пускорезервной котельной, комплекса гидротехнических сооружений, обеспечивающих подведение природных вод поверхностных водоемов для охлаждения конденсаторов турбин, отведения и охлаждения циркуляционных вод.

Цех дезактивации проводит периодическую и предремонтную дезактивацию оборудования и производственных помещений, выполнение правил санпропускного режима, а также обеспечивает персонал спецодеждой и средствами индивидуальной защиты с последующей их дезактивацией. Производит ремонт оборудования спецпрачечной, оборудования и систем санпропусков, текущее ремонтное обслуживание санитарных узлов АЭС.

Цех централизованного ремонта осуществляет ремонты теплотехнического и гидротехнического оборудования энергоблоков и общестанционных систем. Обеспечивает эксплуатацию и ремонт грузоподъемных машин, транспортно-технологического и металлообрабатывающего оборудования, обеспечения ремонтного производства.

На территории Балаковской АЭС нет организаций, осуществляющих деятельность по договору аренды.

2. Описание намечаемой деятельности

2.1 Цель и потребность реализации намечаемой деятельности

Целью намечаемой деятельности является выработка электроэнергии.

Балаковская АЭС – одно из крупнейших предприятий атомной энергетики России. На станции эксплуатируются реакторы типа ВВЭР-1000 (проект В-320). В настоящее время она ежегодно вырабатывает порядка 30 миллиардов кВтч электроэнергии. Доля Балаковской АЭС в общей генерации электроэнергии, которая вырабатывается в Саратовской области, – более 75%. Электроэнергия поступает потребителям Поволжья (76% поставляемой электроэнергии), Центра (13 %), Урала (8 %) и Сибири (3 %). Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) на Балаковской АЭС составляет около 90 процентов.

Пуски блоков состоялись:

первого – 28 декабря 1985 г.;

второго – 10 октября 1987 г.;

третьего – 28 декабря 1988 г.;

четвертого – 12 мая 1993 г.

Четвертый энергоблок Балаковской АЭС стал первым российским энергоблоком, пущенным в эксплуатацию после распада СССР.

На станции трудоустроены около 4 000 человек, более 60 % из которых имеют высшее и среднее профессиональное образование.

Балаковская АЭС – признанный лидер атомной энергетики России по многим показателям. Станция 17 раз удостоивалась звания «Лучшая АЭС России» (по итогам работы в 1995, 1999, 2000, 2003, 2005–2009 и 2011, 2012, 2013, 2014, 2016 и 2017, 2018, 2019 и 2020 гг.).

В десятый раз – по итогам 2020 года – Балаковская АЭС признана лучшей среди российских атомных станций по культуре безопасности.

В 2015 г. станция получила лицензию на эксплуатацию энергоблока №1 еще на 30 лет, в 2017 г. – энергоблока №2 на 26 лет, в 2018 г. – энергоблока №3 на дальнейшую эксплуатацию сроком на 30 лет. Этому предшествовала масштабная работа по модернизации систем и оборудования, в т.ч. в области безопасности.

Балаковская АЭС признана победителем Всероссийского конкурса «Лидер природоохранной деятельности в России-2020» в номинации «Экологическая культура в промышленности и энергетике». Это звание присваивается предприятию уже в 13-й раз.



Рисунок 2.1.1 – Вид на Балаковскую АЭС

Работа Балаковской АЭС вносит определяющий вклад в функционирование энергосистемы Саратовской области, обеспечивая благоприятную экономическую, экологическую и социальную обстановку в регионе.

Отказ от деятельности приведет к недостатку выработки электроэнергии в Поволжье, при сохранившихся затратах на эксплуатацию блока в режиме останова, что негативно скажется на экономической и социальной обстановке региона.

2.2 Краткое описание намечаемой деятельности

На промплощадке Балаковской АЭС расположены 4 функционирующих энергоблока, береговые насосные станции, система химводоочистки, брызгальные бассейны, спецкорпус, хранилище твердых радиоактивных отходов, центр обработки радиоактивных отходов, шламоотвал для хранения шлама от водоподготовки, выведенный из эксплуатации в 2005 г., полигон нерадиоактивных промышленных отходов, технический водоем-охладитель, пуско-резервная котельная.

2.2.1 Общее описание энергоблока

Энергоблок состоит из турбинного и реакторного отделений, образуя моноблок. Высота верхней отметки купола энергоблока – 67,5 метров.



Рисунок 2.2.1.1 – Внешний вид промплощадки со стороны брызгальных бассейнов

На энергоблоках применена двухконтурная схема выработки энергии. Первый контур предназначен для отвода тепла от реактора и передачи его второму контуру. В качестве теплоносителя в первом контуре используется вода высокой чистоты с растворенной в ней борной кислотой.

Во втором контуре происходит выработка пара и преобразование его внутренней энергии в механическую энергию турбины.

Топливо, в виде таблеток слабообогащенного оксида урана (содержание ^{235}U до 5%), размещается в герметичных трубках из циркониевого сплава (в твэлах). Топливная кампания составляет 18 месяцев.

Реакторное отделение состоит из двух частей – герметичной защитной оболочки и помещений для вспомогательных систем.

В защитной оболочке размещено все оборудование и трубопроводы первого контура (реактор, парогенераторы, главные циркуляционные насосы, главные циркуляционные трубопроводы, компенсатор давления), ряд вспомогательных систем первого контура, которые содержат в себе радиоактивный теплоноситель, а также гидроемкости системы аварийного охлаждения активной зоны.

Герметичная оболочка рассчитана на удержание теплоносителя и радиоактивности при разуплотнениях трубопроводов первого контура.

В помещениях вспомогательных систем реакторного отделения размещены системы, обеспечивающие плановое и аварийное охлаждение реактора, а также отвод остаточных тепловыделений:

- системы планового и аварийного охлаждения активной зоны высокого и низкого давления;
- спринклерная система и др.

Все производственные помещения разделены на зону контролируемого доступа, где при нормальной эксплуатации АЭС возможно воздействие на персонал радиационных факторов, и зону свободного доступа, где при нормальной эксплуатации АЭС практически исключается воздействие на персонал радиационных факторов.

В зоне контролируемого доступа размещены системы и оборудование, которые имеют контакт с радиоактивной водой систем первого контура и в процессе эксплуатации могут содержать радиоактивные вещества:

- главный циркуляционный контур, включающий в себя основное оборудование (реактор, парогенераторы и т.д.);
- системы планового и аварийного охлаждения активной зоны и системы снижений аварийного давления в герметичной оболочке (спринклерная система);
- система подпитки - продувки I контура;
- система промконтура главных циркуляционных насосов и др.

В зоне свободного доступа размещены системы и оборудование, которые в процессе своей работы не имеют контакта с радиоактивной средой, и от которых во всех режимах эксплуатации исключена возможность загрязнения помещений радиоактивными веществами:

- система аварийной подачи питательной воды в парогенераторы;
- блочный пункт управления;
- система приточной вентиляции и др.

Вывоз (доставка) топлива из реакторного отделения, а также вывоз (возврат) крупногабаритного оборудования на ремонт в специальные мастерские

производится через транспортный коридор (шлюз) и через транспортный люк в закрытом положении (при работе РУ), обеспечивающих надлежащую герметичность защитной оболочки.

Ядерный реактор

Ядерный реактор предназначен для выработки тепловой энергии в составе реакторной установки АЭС.

Ядерный реактор относится к устройствам нормальной эксплуатации в соответствии с классификацией по безопасности и обеспечивает осуществление технологических процессов в нормальных условиях эксплуатации (разогрев, выход на мощность, работа на мощности, останов, расхолаживание и перегрузка топлива).

Регулирование мощности ядерного реактора и гашение реакции деления производится двумя системами воздействия на реактивность, основанными на разных принципах:

- системой механического перемещения регулирующих стержней в активной зоне (система управления и защиты). С помощью этой системы производятся изменения реактивности при работе на мощности и останов реактора при нормальных условиях эксплуатации и авариях;

- системой изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе. С помощью этой системы производятся медленные изменения реактивности;

Конструкция активной зоны и внутрикорпусных устройств реактора исключает возможность непредусмотренного и приводящего к увеличению реактивности перемещения компонент активной зоны и заклинивания исполнительных органов СУЗ.

Описание конструкции реактора

Реактор ВВЭР-1000 является водо-водяным энергетическим реактором корпусного типа. Теплоносителем и замедлителем в реакторе является химически обессоленная вода с борной кислотой, концентрация которой изменяется в процессе эксплуатации.

При прохождении через ТВС теплоноситель нагревается за счет реакции деления ядерного топлива.

Теплоноситель принудительно поступает в реактор через четыре входных патрубка корпуса, проходит по кольцевому зазору между корпусом и шахтой внутрикорпусной, через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты входит в ТВС. Из ТВС через перфорированную нижнюю плиту теплоноситель выходит в межтрубное пространство, в кольцевой зазор между шахтой и корпусом и через четыре выходных патрубка корпуса выходит из реактора.

Конструкция реактора показана на рисунке 2.2.1.3.

В состав реактора входит следующее оборудование:

- корпус ядерного реактора (является также составной частью системы первого контура);
- внутрикорпусные устройства;
- блок верхний;
- привод ШЭМ;

- сборка канала нейтронного измерения;
- блок электроразводок;
- активная зона.

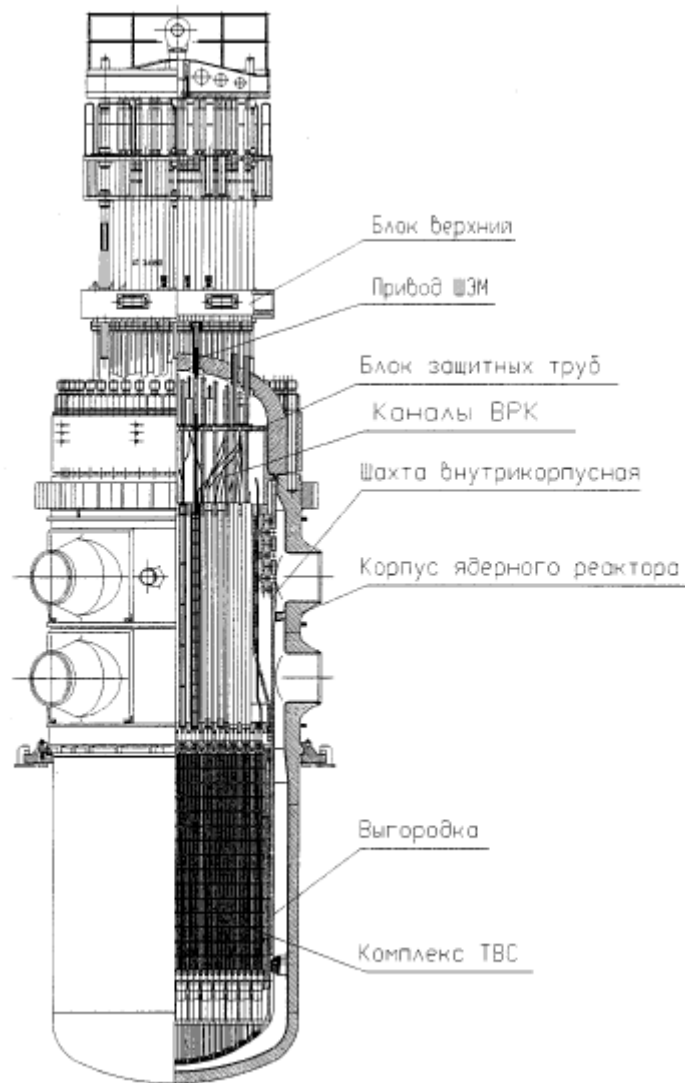


Рисунок 2.2.1.3 - Конструкция реактора

Таблица 2.2.1.1 - Технические характеристики реактора

Наименование	Значение
Номинальная тепловая мощность, МВт	3120
Давление на выходе из реактора абсолютное, МПа	15,7
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	320
Температура теплоносителя на входе, °С	282, 7-283,7
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	88070

Активная зона

Активная зона предназначена для генерации тепла и передачи его с поверхности тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) теплоносителю первого контура.

Активная зона реактора состоит из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС), которые собраны из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) с помощью стальных дистанционирующих решеток и концевых деталей ТВС. ТВЭЛ представляет собой циркониевую цилиндрическую трубку с топливными таблетками из двуоксида урана, с концевыми деталями. ТВС komponуются в активной зоне в виде, близком к круговому цилиндру. Радиальным отражателем служит стальная выгородка, которая со стороны активной зоны эквидистантна замкнутой ломаной поверхности, ограничивающей топливную компоновку. Каждая ТВС содержит 312 ТВЭЛ, 18 стальных трубок - направляющих каналов для пучков ПС (поглощающих стержней) СУЗ или СВП (стержни выемные поглощающие) и одной циркониевой трубки для измерения энерговыделения.

Таблица 2.2.1.2 - Основные характеристики активной зоны

Наименование характеристик	Величина
Общее количество ТВС в активной зоне, шт.	163
Количество ТВС с ПС СУЗ, шт.	61
Количество ТВС с пучком СВП, шт.	54
Шаг между кассетами, м	0,236
Максимальная линейная нагрузка на ТВЭЛ, Вт/см	
- в нижней половине активной зоны	448
- на высоте 80 % от низа активной зоны	360
Номинальное время пребывания кассет в активной зоне (кампания), год	3
Максимально допустимое время пребывания кассет в активной зоне, год	4
Время падения ОР СУЗ при срабатывании аварийной защиты, с	1,2 – 4,0
Скорость перемещения ПС СУЗ в режиме регулирования, м/с, номинальная	0, 02

В первой загрузке используются ТВС с обогащением 1,6%, 3,0% и 4,4%. При этом 36 ТВС 4,4% обогащения, располагаемые на периферии активной зоны, загружаются вместе с СВП с содержанием естественного бора 0,036 г/см. Остальные 18 ТВС 4,4% обогащения, располагаемые во внутренней области активной зоны, имеют СВП с содержанием бора 0,065 г/см³.

Работа на мощности между перегрузками обеспечивается за счет ежегодной подпитки свежими ТВС с обогащением топлива 4,4% в количестве 54 штук и одной ТВС с обогащением 1,6 %. ТВС с топливом 4,4% обогащения загружаются в реактор вместе с СВП с содержанием бора 0,036 г/см³. После одного года работы при очередной перегрузке СВП удаляются из активной зоны. Во всех топливных загрузках в ряде наиболее напряженных ТВС применяется профилирование

обогащения топлива, заключающееся в размещении по периметру ТВС 66 ТВЭЛ с обогащением 3,6%.

Критерием допустимости установленных пределов повреждаемости ТВЭЛОВ (наличие микротрещин в оболочке ТВЭЛА) является величина активности воды первого контура. Эксплуатационным пределом работы РУ по суммарной удельной активности радионуклидов йода в теплоносителе 1-го контура является величина $1,0 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг, соответствующая эксплуатационному пределу по числу негерметичных ТВЭЛОВ, равному 0,2% газонеплотных ТВЭЛОВ и 0,02% ТВЭЛОВ, имеющих прямой контакт топлива с теплоносителем.

При нарушении эксплуатационного предела оперативным персоналом должна быть выполнена определенная последовательность действий, установленная в проекте РУ и направленная на приведение РУ к нормальной эксплуатации. В случае невозможности нормальной эксплуатации РУ должна быть остановлена.

Система перегрузки, хранения и транспортирования топлива

Система перегрузки, хранения и транспортирования топлива предназначена для замены отработавших ТВС, поглощающих стержней системы управления и защиты (ПС СУЗ) и стержней выгорающих поглотителей (СВП) активной зоны реактора, на свежие, для транспортировки ТВС по территории АЭС, а также для хранения топлива на АЭС.

Система перегрузки, хранения и транспортировки топлива обеспечивает:

прием, временное хранение и подготовку ТВС, ПС СУЗ и СВП в хранилище свежего топлива к загрузке в реактор;

перегрузку отработавших ТВС, ПС СУЗ и СВП из реактора в бассейн выдержки (БВ);

хранение отработавших ТВС, ПС СУЗ и СВП в БВ;

вывоз отработавших и выдержанных ТВС, ПС СУЗ и СВП из реакторного отделения АЭС;

перестановку ТВС, ПС СУЗ и СВП внутри активной зоны реактора;

доставку свежих ТВС, ПС СУЗ и СВП в реакторное отделение;

загрузку свежих ТВС, ПС СУЗ и СВП в реактор. Перегрузка топлива в реакторе производится один раз в год, при этом заменяется примерно 1/3 активной зоны при 3-х годичной кампании. Порядок перегрузки, перестановки и замены сборок устанавливается на основании картограммы активной зоны и сведений по выгоранию топлива, получаемых в процессе эксплуатации реактора. При хранении, транспортировке и перегрузке топлива эффективный коэффициент размножения нейтронов не превышает 0,95 при нормальной эксплуатации и проектной аварии, что соответствует требованиям НП-061-05.

Хранение свежего топлива

Узел свежего топлива (УСТ) предназначен для хранения, ревизии и проверки тепловыделяющих сборок (ТВС) перед отправкой их в реакторное отделение.

Помещение (УСТ) оснащено вытяжной и приточной вентиляцией, с 20% превышением давления удаляемого воздуха над подаваемым.

В составе свежих ТВС отсутствуют радиоактивные аэрозоли и соединения йода, что исключает их появление в помещении (УСТ) при обращении с ТВС и позволяет удалить воздух из помещения (УСТ) без очистки.

Для исключения возможности затопления водой пол узла свежего топлива поднят на 500 мм по отношению к соседним помещениям, установлены сигнализаторы обнаружения влаги, предусмотрена дренажная система. Кроме того, в помещении отсутствуют трубопроводы с водой, маслом, водородом.

Принятые в проекте нормы хранения свежего ядерного топлива:

хранение ТВС осуществляется в вертикальном положении в закрытых крышками чехлах для свежего топлива. Емкость одного чехла - 18 ТВС;

хранение ТВС осуществляется также в 64 транспортных закрытых упаковочных комплектах КУ 0401.27.00.000 (ТК-С5-М), установленных горизонтально не более чем в 4 яруса. Емкость одного упаковочного комплекта - 2 ТВС;

хранение ПС СУЗ осуществляется в составе ТВС или в упаковочных комплектах КУ 0401.04.00.000.

ядерная безопасность при хранении свежего топлива и обращении с ним на УСТ обеспечивается выбором шага размещения ТВС в транспортных упаковочных комплектах и чехлах свежего топлива, а также ограничением числа ТУК в группе.

Хранение отработавшего топлива

Система хранения отработавшего топлива предназначена для снятия активности и остаточных тепловыделений от отработавших ТВС до допустимых значений для его транспортирования, а также для временного хранения отработавших ПС СУЗ и состоит из:

- Бассейна выдержки (БВ);
- системы расхолаживания;
- аварийной подпитки;
- контроля уровня и температуры;
- вентиляции РО;
- установки очистки вод бассейна выдержки (СВО-4).

Для обеспечения безопасного хранения отработавшего ядерного топлива предусмотрены следующие связанные системы:

- система охлаждения бассейна выдержки, включающая в себя систему заполнения бассейна, систему подпитки борным раствором и дренажа;
- система обнаружения дефектных сборок;
- система очистки теплоносителя, включая систему контроля качества воды;
- система контроля температуры и уровня теплоносителя бассейна выдержки, а также концентрации борной кислоты в ней;

система контроля плотности облицовки бассейна выдержки с контролем протечек и дренажем.

Выгружаемые из активной зоны реактора отработавшие ТВС хранятся в БВ в стеллажах. Перед установкой их на хранение ТВС проходят контроль герметичности оболочек ТВЭЛ.

В зависимости от результатов контроля герметичности оболочек ТВЭЛ отработанная ТВС устанавливается либо в ячейку стеллажа БВ, либо в пенал герметичный ПО 2-2-2, ПА321.00.00.000.

Критерием негерметичности твэлов, допускающим беспенальное хранение ОТВС в заполненном водой БВ и транспортирование в БВ и контейнерах с водой является дефект типа «газовой неплотности» при эффективном диаметре дефекта:

не больше 50 мкм;

от 50 до 120 мкм включительно в случае, если после цитирования давления в воде пенала КТО удельная активность твердого продукта деления - ^{140}Ba не увеличится более чем в три раза по сравнению с фоновым значением перед началом цитирования давления. В случае если фоновое значение было меньше нижнего предела измерений (НПИ), то увеличение в три раза должно быть по отношению к НПИ;

отсутствие по результатам КТО достижения критерия отказа по ^{131}I установленного в ТУ на топливо.

Технология обращения с негерметичными ТВС:

после обнаружения ТВС с негерметичным твэлом или подтверждения её негерметичности обеспечивается слив радиоактивной воды на переработку, не смешивая её с водой БВ;

обеспечивается минимизация количества ТТО с ТВС, содержащими негерметичные твэлы;

ТВС с негерметичными твэлами хранятся в пенале герметичном с учетом требований ТУ на топливо. Гермопеналы с установленными в них негерметичными ТВС должны быть закрыты герметичной пробкой.

Ёмкость БВ обеспечивает возможность размещения в нём ОТВС в количестве не менее пяти плановых перегрузок реактора, что обеспечивает хранение ОТВС в течение шести лет для снятия активности и остаточных тепловыделений, а также возможность полной выгрузки активной зоны или выгрузки отработавшего ядерного топлива из одного отсека бассейна выдержки для ремонта отсека или в случае аварии. При стационарном режиме перегрузок производится замена 6 6 - 6 7 ТВС, что за пять перегрузок составляет 332 ТВС, активная зона состоит из 163 ТВС, ёмкость самого большого отсека БВ составляет 254 ячейки. Таким образом, минимальная необходимая ёмкость БВ составляет $332+254=586$ ячеек. Минимальное количество ГП в БВ для длительного хранения негерметичных ТВС не менее 23 штук.

При хранении топлива во всех рассматриваемых режимах обеспечивается подкритичность не менее 0,05 в чистой воде (НП-061-05), что достигается в первую очередь за счет конструкции стеллажа БВ.

БВ заполнен водным раствором борной кислоты концентрацией 16 г/кг.

Вода в каждом отсеке БВ циркулирует через систему расхолаживания БВ, которая обеспечивает допустимую температуру воды бассейна выдержки не более 50°C и обеспечивает проектную температуру оболочек ТВЭЛов не выше предельно допустимой 352°C.

Защитный уровень воды в БВ при хранении отработавших ТВС составляет не менее 2870 мм и обеспечивает защиту обслуживающего персонала от облучения. При этом мощность дозы на уровне пола реакторного зала не превышает $2,2 \cdot 10^{-5}$ Зв/ч.

Транспортирование топлива

Система транспортирования топлива обеспечивает:

доставку свежего ядерного топлива из эшелона после его прибытия на АЭС в хранилище свежего топлива (ХСТ);

доставку свежих ТВС, ПС СУЗ и СВП из узла хранения свежего топлива в реакторное отделение;

выгрузку ТВС, ПС СУЗ и СВП из реактора в бассейн выдержки;

перестановку ТВС, ПС СУЗ внутри активной зоны реактора;

загрузку свежих ТВС, ПС СУЗ и СВП в реактор;

вывоз отработавших ТВС, ПС СУЗ и СВП из бассейна выдержки реакторного отделения.

отправка выдержанного отработавшего ядерного топлива с АЭС на завод регенерации топлива.

Транспортировка свежего ядерного топлива и вывоз отработавшего ядерного топлива на АЭС производится в специальном железнодорожном эшелоне. Транспортировка свежего ядерного топлива из УСТ в реакторное отделение производится на внутристанционной железнодорожной платформе.

Перегрузка отработавшего топлива осуществляется под защитным слоем воды (3000 мм) с растворенной в ней борной кислотой с концентрацией 16 г/кг. Радиационная обстановка на уровне пола реакторного зала не превышает $2,2 \cdot 10^{-5}$ Зв/ч. Транспортировка ТВС в пределах бетонной шахты реактора, бассейна выдержки, колодца БВ и транспортного канала, соединяющего шахту реактора с БВ, обслуживаются одной перегрузочной машиной (МП), управляемой дистанционно из обстройки реакторного отделения. Система управления механизмами МП обеспечивает выполнение следующих операций:

- автоматическое и ручное наведение МП на заданную координату;
- спуск, подъем и разворот захватных устройств;
- движение телекамер;

- контроль положения механизмов;
- контроль нагрузок на штангах.

Действия оператора машины сводятся к выбору механизма и пуску привода.

Все логические действия в пределах выбранной операции, включая необходимые блокировки, осуществляются автоматическим управляющим вычислительным комплексом (УВК), построенным на базе Микро-ЭВМ. Вся необходимая информация о ходе выполняемой операции выдается на дисплей.

Кран мостовой электрический специальный кругового действия г/п 320+160/2x70 т устанавливается под оболочкой здания реакторного отделения АЭС и предназначен для выполнения технологических подъемно-транспортных операций. Управление осуществляется с переносного пульта управления, расположенного в реакторном зале. Система управления крана обеспечивает:

- регулирование скоростей механизмов подъема, передвижения тележек и передвижения крана, ступенчатое с числом ступеней не менее 3;
- синхронную транспортировку контейнера с отработанным топливом двумя независимыми системами подъемов;
- возможность дистанционной наводки вилок г/п 320 т и 160 т. на заданные координаты с точностью 7 мм;
- вращение подвесок г/п 320 т и 160 т и выдвижение осей вилок;
- весоограничение, позволяющее измерить массу груза в статике;
- окончание начатой технологической операции в случае выхода из строя одного из двух спаренных электродвигателей подъема.

Первый контур

Основные системы первого контура включают в себя:

главный циркуляционный контур;

систему поддержания давления в первом контуре;

систему защиты первого контура от превышения давления;

пассивную часть системы аварийного охлаждения зоны (систему гидроаккумуляторов).

В состав главного циркуляционного контура входят ядерный энергетический реактор ВВЭР-1000 корпусного типа с водой под давлением,

четыре циркуляционные петли, каждая из которых состоит из парогенератора ПГВ-1000, главного циркуляционного насоса ГЦН-195М и главных циркуляционных трубопроводов условным диаметром 850 мм (Ду 850), соединяющих оборудование петель с реактором.

Теплоносителем и замедлителем в реакторе является обессоленная вода с борной кислотой, концентрация которой изменяется в процессе эксплуатации.

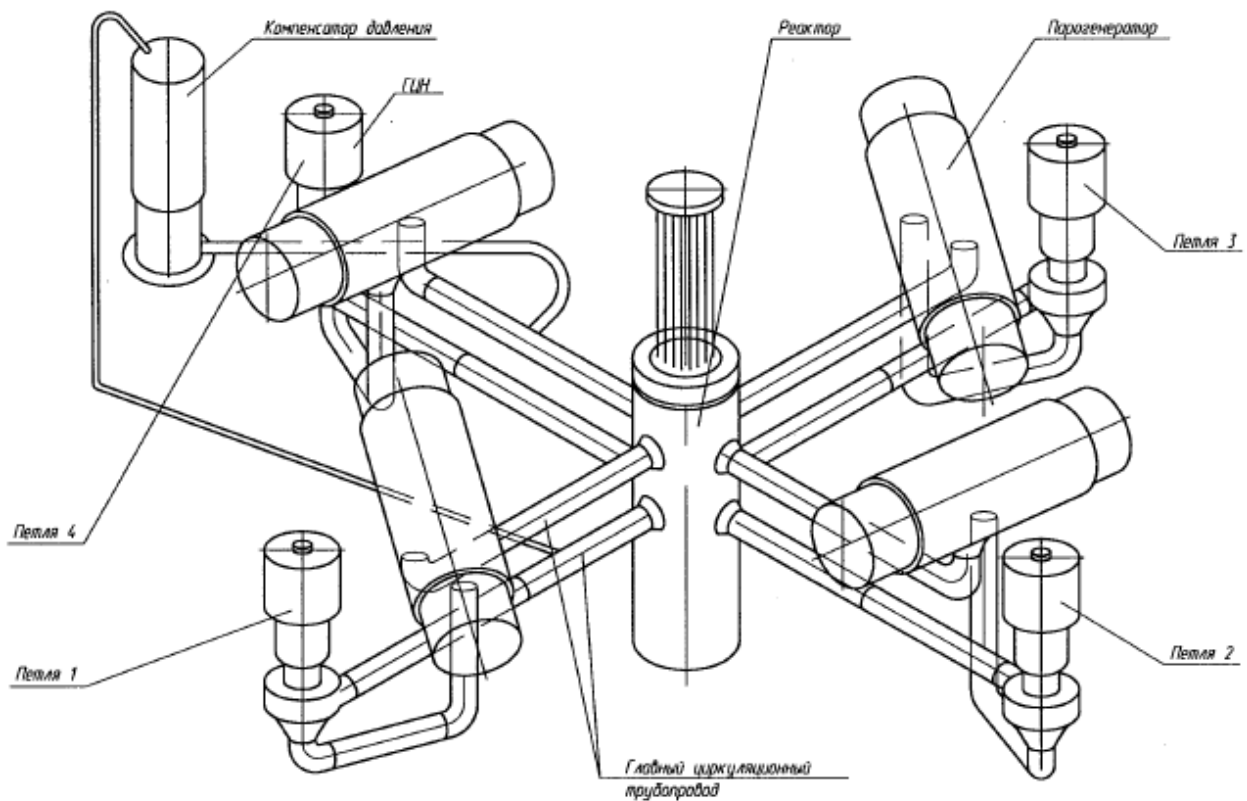


Рисунок 2.2.1.4 – Главный циркуляционный контур

Парогенератор

Парогенератор ПГВ-1000М представляет собой однокорпусной рекуперативный теплообменный аппарат горизонтального типа с погруженным трубным пучком и предназначен для выработки сухого насыщенного пара. Производительность парогенератора составляет 1470т/ч.

Вода из реактора поступает в коллектор и раздается внутрь на 11 тысяч трубок. Проходя по ним, она отдает тепло воде второго контура и выходит через аналогичный собирающий коллектор на всасывающий патрубок главного циркуляционного насоса (ГЦН). Таким образом, парогенератор является граничным элементом между первым - радиоактивным контуром и вторым – нерадиоактивным.

Главный циркуляционный насос

Главный циркуляционный насос ГЦН-195М предназначен для создания циркуляции теплоносителя в первом контуре РУ для отвода тепла из активной зоны реактора. Система ГЦН несет дополнительную функцию обеспечения циркуляции теплоносителя на выбеге при различных авариях с обесточиванием, что позволяет осуществлять плавный выход на режим естественной циркуляции. Управление насосами ГЦН осуществляется дистанционно с БЩУ и РЩУ. Второе место управления для механизмов, запитанных от секций нормальной эксплуатации, предусмотрено для аварийного останова ГЦН в случае пожара на БЩУ. Каждый из

ГЦН при частоте вращения 1000 об/мин. обеспечивает прокачивание через активную зону реактора 21000 тонн воды в час

Нормальное функционирование системы ГЦН основывается на режиме длительной параллельной работы в контуре четырех ГЦН при нормальных параметрах теплоносителя РУ В-1000.

Допускается:

- длительная работа двух, трех и четырех ГЦН в контуре при номинальных параметрах теплоносителя;

- работа одного, двух, трех и четырех ГЦН в контуре при изменении параметров теплоносителя в переходных режимах (разогрев, расхолаживание) при температуре от 20 до 300 °С и давлении от 0,98 (10) до 17,6 (180) МПа (кгс/см²);

- работа одного, двух, трех и четырех ГЦН в контуре на холодном теплоносителе и в режиме дезактивации при температуре 20-100 °С;

- стоянка в режиме холодного и горячего резерва без ограничения времени при условии подачи запирающей и охлаждающей воды промежуточного контура и работы вспомогательного насоса ВЦЭН-315, при этом перерыв подачи электропитания на ВЦЭН-315 - не более 3-х минут.

Средний ресурс службы ГЦН между средними ремонтами не менее 16000 часов. Средняя наработка до отказа - не менее 18000 часов. Средний срок службы ГЦН до списания не менее 30 лет.

Система технической воды ГЦН предназначена для организации охлаждения электродвигателя, электромагнита, а также маслоохладителей маслосистемы. Температура технической воды на входе — не более 33°С, давление в системе технической воды АЭС - не более 0,6 МПа (6 кгс/см²), подача технической воды в ГЦН - не менее 121,5 м³/ч.

Система внутриреакторного контроля

СВРК выполняет следующие функции:

- сбор, обработку и представление оператору на БЦУ обобщенной информации о текущем состоянии реакторной установки и сигнализацию о выходе параметров за допустимые пределы;

- регистрацию информации для получения протоколов и сводок;

- накопление данных, для ведения истории работы реактора;

- обмен данными с ИВС/СППБ блока;

- контроль работоспособности и диагностику неисправностей оборудования системы ВРК.

СВРК обеспечивает выполнение перечисленных функций в режиме нормальной эксплуатации, режимах нарушения нормальной эксплуатации и аварийных режимах:

- контроль температуры в петлях РУ с погрешностью $\pm 0,5^{\circ}\text{C}$, на выходе из кассет с погрешностью $\pm 1,0^{\circ}\text{C}$;

- расчет тепловой мощности РУ с погрешностью $\pm 2\%$ Nном;
- расчет распределения энерговыделения в активной зоне с погрешностью $\pm 5\%$.

Система контроля и управления реактора

Система контроля и управления (СКУ) обеспечивает:

- представление и документирование информации о параметрах во всех диапазонах их изменения, характеризующих работу РУ и АС в целом;
- дистанционное управление систем нормальной эксплуатации;
- автоматическое управление систем нормальной эксплуатации.

При проектировании СКУ приняты следующие основные принципы:

1. Места управления

- основное место управления - БЩУ.
- осуществление контроля и расхолаживания, в случае поражения БЩУ, с резервного щита управления (РИДУ).
- управление вспомогательным оборудованием осуществляется с местных щитов (вентиляция, бойлерная и т.д.)

2. СКУ - имеет следующие подсистемы:

- информационная подсистема предназначена для сбора, обработки и представления информации в другие подсистемы и оперативному персоналу.

Подсистема реализована с помощью ИВС/СППБ и индивидуальных традиционных средств (приборов, табло и т.д.). Основным средством представления информации является дисплей.

- управляющая подсистема предназначена для формирования воздействия на оборудование энергоблока и включает автоматическое регулирование, технологические защиты и блокировки, спецсистемы РУ. Данная система имеет два уровня управления:

1й уровень - устройства индивидуального управления;

2й уровень - средства автоматического регулирования (САР).

3й уровень. Автоматизированное управление является основным видом управления. Задачей автоматического регулирования является непрерывное автоматическое поддержание заданной мощности энергоблоков и оптимизация технологических параметров с целью достижения высоких показателей надежности и экономичности во всех предусматриваемых режимах работы. Подсистема АР строится по иерархической структуре. На нижнем уровне располагаются автоматические локальные регуляторы отдельных параметров. Во второй уровень входят регуляторы, управляющие мощностью основных агрегатов энергоблока - реактора и турбины.

4й уровень. Пуск энергоблока, а также его работа в постоянном режиме и/или в режиме изменения нагрузки, разрешается только при функционировании ИВС/СППБ. При отсутствии информации на всех мониторах хотя бы одного из

следующих рабочих мест: на рабочем месте ВИУР на БЩУ, на рабочем месте ВИУТ на БЩУ, на рабочем месте НСБ на БЩУ, на панелях расхолаживания РЩУ, допустимое время работы РУ на номинальной мощности 1 час, далее - разгрузка до мощности 70% $N_{ном}$ и далее, если работоспособность ИВС/СППБ не восстановлена в течение 5 часов - перевести энергоблок в «холодное» состояние.

Посты управления СКУ и УСБ (БЩУ, РЩУ, МЩУ)

На АС предусмотрен блочный щит управления, с которого производится контроль за состоянием реактора, управление реакторной установкой, а также другими технологическими системами энергоблока в режиме нормальной эксплуатации, при нарушении режимов нормальной эксплуатации и авариях. БЩУ является одновременно элементом СКУ и УСБ, т.к. на БЩУ размещены органы управления технологическими системами безопасности и системами нормальной эксплуатации, важными для безопасности, и выведена вся необходимая информация, обеспечивающая надежное управление системами безопасности (УСБ), системами нормальной эксплуатации, важными для безопасности, а также системами нормальной эксплуатации, обеспечивающими выработку электроэнергии.

С БЩУ осуществляется постоянный оперативный контроль и управление всеми технологическими системами энергоблока при выработке электроэнергии.

Оперативный персонал обеспечивает управление энергоблоком в следующих режимах:

- пуска энергоблока;
- останова энергоблока;
- в режиме нормальной эксплуатации, включая переходные процессы по снижению и повышению нагрузки энергоблока по диспетчерскому графику;
- в режиме нарушения нормальной работы (нарушения режимов, срабатывания защит и блокировок);
- в режимах возникновения на блоке аварийных ситуаций.

БЩУ является центральным звеном этой человеко-машинной системы, запроектирован с учетом создания надежной системы контроля и управления, обеспечения удобства работы оператора и снижения вероятности ошибочных действий оперативного персонала, за счет повышения уровня автоматизации управления, а также представления оперативному персоналу информации в удобной и концентрированной форме с использованием ИВС/СППБ и системы контроля реактора (СКР).

Панели систем обеспечения безопасности резервного щита управления (РЩУ) сформированы полностью аналогично панелям безопасности БЩУ, что сделано для облегчения работы оперативного персонала при переходе с БЩУ на РЩУ, т.к. это наиболее ответственный участок технологии блока, обеспечивающий безопасность.

Количество местных щитов управления (МЩУ) на блоке в реакторном отделении минимально. Местные щиты выполняются в традиционной форме и

служат для управления и контроля вентиляционными системами, не требующих постоянного обслуживающего персонала.

Кроме этого в РО имеется местный щит радконтроля и местный щит химконтроля.

Система спецводоочистки

В процессе эксплуатации технологических систем энергоблоков образуются жидкие радиоактивные среды (ЖРС), для сбора и переработки которых проектом предусмотрены соответствующие системы спецводоочистки (СВО).

Основными функциями систем спецводоочистки являются:

- обеспечение надежной и безопасной эксплуатации АЭС, что в значительной степени определяется правильной организацией водно-химического режима (ВХР) I и II контуров АЭС;

защита окружающей среды, что обеспечивается сбором и очисткой радиоактивных сред и повторным использованием очищенных сред в технологическом цикле АЭС.

К системам СВО, обеспечивающим надежную и безопасную эксплуатацию АЭС, в том числе обеспечивающим поддержание качества теплоносителей I и II контуров АЭС в пределах, заданных Нормами ведения ВХР контуров, являются:

- система очистки теплоносителя I контура СВО-1;
- система очистки организованных протечек первого контура СВО-2;
- система очистки вод бассейнов выдержки и перегрузки СВО-4;
- система очистки продувочной воды парогенераторов СВО-5;
- система регенерации борной кислоты СВО-6.

К системам, обеспечивающим защиту окружающей среды и предназначенным для сбора и переработки радиоактивных сред с целью повторного использования очищенной воды в цикле АЭС, а также для временного хранения жидких радиоактивных отходов, относятся:

- система очистки трапных вод СВО-3;
- система очистки вод спецпрачечной СВО-7;
- система промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов.

Исключение для повторного использования составляют дебалансные воды, к которым относятся:

- воды спецпрачечной;
- душевые воды;
- воды раковин и саншлюзов зоны контролируемого доступа.

Дебалансные воды после радиационного контроля в баках сбора, в случае превышения норм на сброс в соответствии с требованиями ПРБ АС-99 «Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций», направляются на переработку в систему очистки вод спецпрачечной СВО-7. Если качество вод

соответствует указанным Нормам, они сбрасываются в брызгальные бассейны для использования в системах оборотного техводоснабжения.

Системы спецводоочистки расположены в реакторных отделениях энергоблоков и в общестанционном спецкорпусе.

Система СВО-1 - предназначена для очистки продувочной воды I контура от продуктов коррозии с целью снижения радиоактивного загрязнения оборудования и трубопроводов I контура и снижения дозозатрат обслуживающего персонала АЭС при производстве ремонтных работ.

Очистка производится на высокотемпературных фильтрах. Оборудование и арматура системы расположены в герметичной оболочке и рассчитаны на аварийные параметры с сохранением своей работоспособности. Очистка ведется по замкнутому контуру на байпасе главных циркуляционных насосов.

Система СВО-2 - предназначена для очистки теплоносителя I контура с целью поддержания качества теплоносителя в пределах нормативных показателей воднохимического режима I контура.

Очистка производится на H^+ , K^+ , VO^{-3} - ионообменных фильтрах.

Система СВО-4 - предназначена для очистки воды бассейнов выдержки и перегрузки отработанного топлива, а также баков аварийного запаса раствора борной кислоты.

Система состоит из следующих элементов: механических и H^+ , OH^- - ионообменных фильтров. Очистка воды производится по замкнутому контуру.

Система СВО-5 - предназначена для очистки продувочной воды парогенераторов (ПГ) в режимах непрерывной и периодической продувки ПГ.

Очистка производится на механическом и ионообменных (H^+ , OH^-) фильтрах. Очистка осуществляется с целью поддержания качества теплоносителя II контура в пределах нормируемых показателей в соответствии с требованиями Норм воднохимического режима II контура. Очистка теплоносителя производится по замкнутому контуру.

Система СВО-6 - предназначена для регенерации борной кислоты из теплоносителя I контура, сливаемого в баки сбора теплоносителя I контура при борном регулировании.

Принцип действия системы основан на использовании технологии упаривания на выпарной установке с очисткой полученного борного концентрата на механических и ионообменных фильтрах.

Дистиллят выпарной установки после контрольных баков направляется на подпитку I контура.

Полученный раствор борной кислоты с концентрацией 40 г/л направляется в баки борного концентрата для повторного использования.

Система СВО-3 - предназначена для очистки трапных вод.

Очистка трапных вод на установке СВО-3 происходит с использованием методов механической очистки, упаривания и ионного обмена.

Поступающая на установку СВО-3 трапная вода предварительно очищается на механических фильтрах. Затем осветленная трапная вода поступает на выпарную установку, где упаривается до концентрации по солям - 200-400 г/л.

Полученный после упаривания трапной воды дистиллят, пройдя доочистку на механических обезмасливающих и ионообменных фильтрах, сливается в контрольные баки, где контролируется по химическому составу и радиоактивности.

После контроля дистиллят, при необходимости, может быть использован на подпитку 1-го контура, собственные нужды систем спецводоочистки и технологических систем реакторного отделения, либо как дебаланс может быть направлен в систему оборотного техводоснабжения.

Причиной появления дебалансных вод является поступление в систему спецканализации реакторного отделения и спецкорпуса неорганизованных протечек, ремонтных и технологических дренажей системы технического водоснабжения, конденсата греющего пара, а также систем водопровода и канализации.

Качество дебалансных вод соответствует требованиям норм на сброс в окружающую среду ПРБ АС-99 «Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций».

Система спецканализации предназначена для сбора трапных вод, в состав которых входят воды от дезактивации помещений и оборудования, неорганизованные протечки, дренажи технологического оборудования, промывочные и продувочные воды оборудования технологических систем и приборов КИП, дренажные воды системы отбора проб.

Система спецканализации подразделяется на условно «чистую» спецканализацию, которая предусматривается в обслуживаемых и периодически обслуживаемых помещениях и оборудуется, как правило, трапами с решеткой, а также «грязную» спецканализацию, которая предусматривается в необслуживаемых помещениях и оборудуется трапами с вентилем, имеющим дистанционное управление.

Последующая очистка, вод спецканализации осуществляется на установке СВО-3.

Система азота и газовых сдувок

Система азота и газовых сдувок предназначена:

- для разбавления водорода, выделяющегося из теплоносителя при уменьшении давления в реакторе, барботажном баке, деаэраторе подпитки, охладителе и баке организованных протечек до взрывобезопасной величины и отвода его в систему СГО;

- создания необходимого давления (азотной «подушки») в гидроемкостях системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) и в компенсаторе давления в режимах пуска и расхолаживания энергоблока;

- сдувки газов из коллекторов парогенераторов по первому контуру и из ГЕ САОЗ.

- заполнение каналов ионизационных камер.

Система расхолаживания блока

Расхолаживание первого контура предназначено для обеспечения теплосъема остаточных энерговыделений активной зоны реактора и расхолаживания первого контура с заданной скоростью в нормальных и аварийных эксплуатационных режимах. Оборудование системы используется также в режиме ремонтного расхолаживания при снятой крышке реактора.

Система паропроводов высокого давления

Система паропроводов высокого давления предназначена для транспортировки пара, генерируемого в парогенераторах реакторной установки, турбинам, для регулирования давления во втором контуре в режимах нормальной эксплуатации и в режимах нарушения нормальных условий эксплуатации, для отвода остаточных тепловыделений реактора и расхолаживания блока в режимах нормальной эксплуатации, в режимах нарушения нормальных условий эксплуатации, для защиты второго контура от превышения давления, а также для снабжения паром потребителей собственных нужд.

В номинальном режиме, режимах частичных нагрузок система транспортирует «свежий» пар к турбине. В режимах изменения нагрузки, а также в режимах пуска или останова блока, в режимах нарушения нормальных условий эксплуатации система позволяет регулировать давление во втором контуре путем сброса избыточного пара, образующегося в парогенераторах, в пароприемные устройства (конденсатор турбины, технологический конденсатор), либо в определенных условиях в атмосферу.

Рециркуляционные системы

Рециркуляционные системы предназначены для снятия тепловыделений и поддержания установленной температуры в соответствующих помещениях. Охлаждение конденсаторов кондиционеров производится технической водой группы А.

Системы кондиционирования воздуха

Системы кондиционирования воздуха предназначены для общеобменной вентиляции, снятия тепловыделений и создания допустимого температурного режима в помещениях. В состав систем входит приточная и вытяжная установка. Центральный кондиционер работает в двух режимах, рециркуляция внутреннего воздуха и приток воздуха с улицы.

Источником холодоснабжения служит вода от холодильной машины, подаваемая на воздухоохладители. Охлажденный воздух сетью воздухопроводов подается в обслуживаемые помещения.

Спецкорпус

Спецкорпус расположен вдоль торцов главных корпусов со стороны реакторных отделений и отделён от них железнодорожными путями, автодорогами и инженерными сетями. Спецкорпус разделяет производственные помещения на зону свободного доступа и зону контролируемого доступа, в которую можно попасть только через санитарно-бытовой блок с санпропускниками, душевыми, помещениями для переодевания и хранения одежды. Реакторные отделения энергоблоков относятся к зоне контролируемого доступа, проход в них возможен только по переходным эстакадам из спецкорпуса. Также в спецкорпусе располагаются ремонтные мастерские контролируемого доступа, узел свежего ядерного топлива и другие помещения. Выход из спецкорпуса возможен только через несколько постов дозиметрического контроля.

Второй контур

Теплоноситель второго контура - нерадиоактивный. Защита от радиоактивности осуществляется посредством:

герметичной поверхности нагрева парогенераторов, разделяющей второго контура от теплоносителя первого контура, циркулирующего через активную зону реактора.

контроля не превышения содержания радионуклидов в котловой воде;

контроля содержания радионуклидов в паре и отключения персоналом реакторной установки аварийной защитой, с последующим закрытием быстродействующих отсечных клапанов при превышении концентраций радионуклидов сверх установленных нормами НРБ-99.

Основными системами второго контура являются:

турбинная установка,

водопитательная установка,

система паропроводов и питательных трубопроводов высокого давления,

система паропроводов и питательных трубопроводов низкого давления,

система дренажей машзала,

теплофикационная установка,

система расхолаживания первого контура,

система очистки турбинного конденсата.

Турбоустановка

Турбина типа К-1000-60/1500-2, ТУ 108.1055-82, предназначена для преобразования тепловой энергии пара, генерируемого в парогенераторах, в механическую энергию вращения ротора и привода генератора типа ТВВ-1000-4УЗ.

Турбина работает на насыщенном паре с параметрами перед стопорными клапанами $P=5,88$ Мпа (60 кгс/см²) абс. и сухостью $X_c=0,995$.

Турбина обеспечивает сверх отборов пара для подогрева питательной воды и на турбоприводы питательных насосных агрегатов нерегулируемые отборы пара на собственные нужды и на подогрев сетевой воды в системе теплоснабжения.

Таблица 2.2.1.3 - Техническая характеристика турбины

Количество цилиндров:	
ЦВД, шт.	1
ЦНД, шт.	3
Номинальная мощность на зажимах генератора (без отборов сверх регенерации), МВт	1029,0
Расход «свежего» пара номинальный, т/ч	5913
Начальное давление пара, МПа (кГс/см ²) абс.	5,88 (60)
Начальная температура пара, °С	274,3
давление после промперегрева,	
МПа (кГс/см ²) абс.	1,07 (10,93)
Начальная влажность пара, %	0,5
Температура пара после промперегрева, °С	250
Температура подогрева питательной воды, °С	224
Давление пара (вакуум) в конденсаторе, кПа (кГс/см ²) абс.	3,62 (0,0369)
Структурная формула схемы регенерации	4ПНД+Д+2ПВД
Число регенеративных отборов	7
Частота вращения, с ⁻¹ (об/мин)	25 (1500)
Расчетная температура охлаждающей воды, °С	15.

Водопитательная установка

Водопитательная установка каждого блока состоит из двух деаэраторов питательной воды с давлением 0,7 МПа (абс), двух питательных турбонасосных агрегатов (ПТНА), двух вспомогательных питательных насосов (ВПЭН) и трубопроводов питательной воды высокого и низкого давления.

Основная функция установки состоит в деаэрации конденсата второго контура и питании парогенераторов водой в номинальных и пускоостановочных режимах.

Деаэратор состоит из бака емкостью 185 м³ и двух деаэрационных колонок, установленных на баке. Производительность каждой колонки 1600 м³/ч. Давление в деаэраторах 0,7 МПа принято постоянным для обеспечения температуры питательной воды, поступающей в парогенераторы, не ниже 164 °С.

Питательные турбонасосные агрегаты ПТА-3750-75-3 производительностью по 3750 м³/ч каждый предназначены для подачи питательной воды в парогенераторы с предварительным подогревом в подогревателях высокого давления (ПВД).

Вспомогательные питательные насосы (ВПЭН) производительностью по 150 м³/ч, напором 9,17 МПа предназначены для подачи питательной воды в

парогенераторы в режимах пуска и останова блока. ВПЭНЫ подключены параллельно питательному турбонасосному агрегату по всасу и напору.

Система дренажей машинного зала

Система на каждом блоке состоит из 2-х дренажных баков по 16 м, трех дренажных насосов по 100 м³/ч и расширителей дренажей. Основная функция системы состоит в сборе и возврате дренажей в контур.

Слив горячих дренажей в дренажный бак осуществляется через расширитель дренажей. Откачка дренажей из дренажных баков производится дренажными насосами в конденсаторы турбины или в баки «грязного» конденсата.

Система расхолаживания первого контура

Система расхолаживания каждого блока состоит из БРУ сброса пара в коллектор собственных нужд и технологического конденсатора (ТК).

Основная функция системы расхолаживания состоит в расхолаживании блока и отводе остаточных тепловыделений активной зоны реактора через парогенератор.

Отвод тепла от реактора при пуске и останове блока предусматривается через парогенератор, систему паропроводов второго контура и БРУ-К со сбросом пара в конденсатор основной турбины, а также в режиме «горячего» резерва - через БРУ-СН в технологический конденсатор.

Конденсат пара, сбрасываемого при расхолаживании блока, из конденсатора основной турбины подается в деаэратор конденсатными насосами, а из технологического конденсатора - в дренажный приемок машзала, расширитель дренажей машзала или в тракт основного конденсата, в зависимости от качества конденсата и состояния тепловой схемы II контура.

Отвод тепла в конденсаторе основной турбины производится циркуляционной водой, в технологическом конденсаторе - технической водой системы потребителей группы В.

Расхолаживание парогенераторов производится путем последовательного залива и слива котловой воды. Залив парогенераторов предусматривается производить вспомогательными питательными насосами.

Кроме основных систем, в турбинном отделении предусмотрены вспомогательные системы:

- система обессоленной воды, подающая очищенную воду для подпитки второго контура;
- система охлаждения основного и вспомогательного оборудования;
- вспомогательная паровая система, подающая пар низкого давления на собственные нужды;
- система отбора проб и радиационной дозиметрии, которые используются для определения химического состояния рабочих жидкостей и радиоактивного загрязнения рабочих жидкостей, оборудования и окружающей среды;

- системы противопожарной безопасности;
- системы отопления, вентиляции и кондиционирования воздуха.

2.2.2 Краткое описание режимов работы энергоблока

Эксплуатационные состояния и режимы энергоблока (РУ) при нормальной эксплуатации

При нормальной эксплуатации эксплуатационные состояния и режимы энергоблока характеризуются состояниями РУ. Энергоблок (РУ), в зависимости от состояния РУ, может находиться в одном из следующих стационарных состояний:

холодное;

горячее;

реактор на минимально контролируемом уровне мощности;

работа на мощности

с полным числом циркуляционных петель РУ,

с неполным числом циркуляционных петель РУ;

останов для ремонта;

перегрузка топлива.

При переходе от одного стационарного состояния к другому энергоблок (РУ) находится в переходном режиме.

Холодное состояние

Холодное состояние характеризуют следующие параметры РУ:

реактор подкритичен, все ОР СУЗ находятся на НКВ;

концентрация борной кислоты в теплоносителе 1-го контура не менее минимально-допустимой для текущей температуры теплоносителя в зависимости от длительности работы топливной загрузке реактора;

разница концентраций борной кислоты в первом контуре и в КД менее 0,5 г/дм³;

температура теплоносителя в первом контуре не более 70 °С;

давление в первом контуре:

не более 1,6 МПа (18 кгс/см²) при подключенной к первому контуру системе аварийно-планового расхолаживания:

не более 3,43 МПа (35 кгс/см²) во всех остальных случаях;

в работе система аварийного и планового расхолаживания, для отвода остаточных тепловыделений ТВС из активной зоны реактора;

первый контур уплотнен;

уровень в КД 11600 мм по уровнемеру в КД.

Горячее состояние

Горячее состояние характеризуется следующими параметрами РУ:

- реактор подкритичен, все ОР СУЗ находятся на НКВ;

- концентрация борной кислоты в теплоносителе 1-го контура не менее минимально-допустимой для текущей температуры теплоносителя в соответствии с

приведенной в альбоме 11ФХ в зависимости от длительности работы топливной загрузки реактора;

- температура теплоносителя первого контура более 260°C;
- давление в первом контуре $15,7 \pm 0,19$ МПа ($160+2$ кгс/см³);
- КД находится в паровом режиме;
- уровень в КД - (600 ± 150) мм;
- давление в ПГ - $4,9-6,27$ МПа ($50-64$ кгс/см³) ($\pm 0,098$ МПа (1 кгс/см³));
- уровень в ПГ Нном ± 50 мм.

Перевод РУ в «горячее» состояние

Пуск энергоблока после ремонта проводится только при наличии разрешения эксплуатирующей организации. При этом основанием для получения такого разрешения при пуске после планового ремонта должно быть заявление главного инженера АЭС (или лица его замещающего), подтверждающее готовность энергоблока к пуску. В заявлении должны быть указаны дата пуска, время начала выхода на МКУ мощности реактора. В указанном заявлении должно быть подтверждено:

- исправность и готовность оборудования энергоблока, в том числе СБ к включению в работу согласно требованиям технологического регламента:

- полное завершение запланированных ремонтных работ, а также работ по модернизации и техническому перевооружению оборудования и систем энергоблока;

- соответствие объема и качества проведенных работ требованиям действующих нормативных документов.

Заявление о готовности энергоблока к пуску подготавливается в соответствии с требованиями «Положения о порядке оформления разрешения на пуск энергоблока АЭС после ремонта, непланового останова и после останова в резерв» (РД ЭО 0509-03) и технологического регламента безопасной эксплуатации.

Пуск после простоя блока осуществляется под руководством ГИС, или главный инженер назначает техническим руководителем пуска ЗГИЭ или НС АЭС.

Пуск блока после перегрузки топлива, ремонта или реконструкции, а также простоя более 3-х суток, должен проводиться в соответствии с графиком, разработанным для данного конкретного пуска и утвержденным руководством АЭС. График должен определять перечень испытаний, выполняемых при данном пуске, и номера рабочих программ испытаний, по которым они должны выполняться.

Состояние «реактор на МКУ мощности»

Характеризуется следующими параметрами РУ:

- нейтронная мощность реактора находится в пределах $(10^{-5} \dots 10^{-3})$ % Nil

Положение регулирующей группы ОР СУЗ от 40 до 90% по высоте активной зоны реактора;

- концентрация борной кислоты в первом контуре текущая, соответствующая критическому состоянию активной зоны реактора;
- температура теплоносителя в первом контуре более 260°C;
- давление в первом контуре 15,7±0,196 МПа (160 ±2 кгс/см²);
- уровень в КД 6100 ±150 мм;
- в работе не менее 2-х ГЦН;
- давление в ПГ 4,9-6,27 МПа (50-64 кгс/см³);
- уровень в ПГ Нном ±50 мм

Перевод РУ в состояние «реактор на МКУ мощности»

Вывод реактора энергоблока на МКУ мощности из подкритического состояния после проведения перегрузки топлива реактора, а также после останова реактора на время более трех суток должен проводиться в присутствии дежурного контролирующего физика.

Разрешение на вывод РУ на МКУ мощности оформляется в «Журнале технических распоряжений энергоблока» за подписью ГИС или первого заместителя главного инженера.

Техническим руководителем пуска в «Журнале сменных заданий энергоблока» оформляются задания оперативному персоналу на вывод энергоблока на МКУ мощности и на проведение нейтронно-физических и динамических испытаний.

НСАЭС оформляет письменное распоряжение на вывод РУ на МКУ мощности в оперативном журнале НСБ, а НСБ - в оперативных журналах ВИУР и ВИУТ.

Операции по достижению критического состояния должны выполняться только по командам НСАЭС или НСБ.

Состояние «Работа на мощности»

Состояние энергоблока «Работа на мощности» характеризуется следующими параметрами РУ:

мощность реактора в диапазоне от МКУ до 100% Niton..

концентрация борной кислоты в 1 контуре текущая, соответствующая мощности реактора и положению ОР СУЗ;

температура теплоносителя в 1 контуре:

в «холодных» нитках до 288 °С;

в «горячих» нитках до 320°C;

давление в I контуре 15,7±0,196 МПа (160 ±2 кгс/см²);

уровень в КД (6100-8770) ± 150 мм;

давление в ПГ 5,88-6,07 ±0,19 МПа (60-62 ±2 кгс/см³);

уровень в ПГ Нном ±50 мм.

в работе не менее двух ГЦН:

четыре ГЦН при работе с полным числом циркуляционных петель,

два или три ГЦН при работе с неполным числом циркуляционных петель.

Состояние «останов для ремонта»

Состояние энергоблока «останов для ремонта» характеризуется следующими параметрами РУ:

- реактор подкритичен, ОР СУЗ на НКВ;
- концентрация борной кислоты в I контуре 16-20 г/дм³;
- температура теплоносителя 1 контура и в КД менее 70°С;
- давление в 1 контуре равно атмосферному;
- уровень в реакторе на 200-300 мм ниже ГРР или снижен для выполнения ремонтных работ, но не ниже 500 мм, т.е. уровня оси холодных патрубков реактора;
- первый контур разуплотнен.

Перевод РУ в состояние «останов для ремонта» из «холодного» состояния

В случае необходимости производства ремонтных работ на оборудовании первого контура или проведения перегрузки ядерного топлива реактора с его разуплотнением по разрешению НСБ проводится перевод энергоблока в состояние «останов для ремонта» и далее в состояние «перегрузка топлива».

Перед планово-предупредительным ремонтом на энергоблоке заблаговременно должен составляться график, утверждаемый в эксплуатирующей организации, и рабочие программы проведения работ. Эти программы согласуются с заинтересованными организациями в установленном порядке. Под руководством ГИС должен проводиться контроль выполнения ремонтных работ в полном объеме.

Состояние «перегрузка топлива»

Состояние энергоблока при «перегрузке топлива» характеризуется следующими параметрами РУ:

- реактор подкритичен;
- концентрация борной кислоты в 1 контуре и в бассейне перегрузки и бассейне выдержки 16-20 г/дм³;
- температура теплоносителя 1 контура на выходе из активной зоны менее 70 °С, а в бассейне выдержки при проведении работ по перегрузке топлива - менее 50 °С;
- БП и БВ заполнены до отметки 35.9 - 36.2 м.;
- первый контур разуплотнен.

Перевод РУ в состояние «перегрузка топлива»

Перед проведением перегрузки топлива реактора должны быть проведены разуплотнение главного разъема и разборка реактора с организацией «чистой» зоны. Весь персонал, участвующий в работах по ремонту и техобслуживанию реактора, должен пройти инструктаж и проверку знаний.

Допуск персонала для работ на разуплотненном первом контуре и реакторе должен проводиться в соответствии с требованиями специальной инструкции. При этом:

должна быть исключена возможность попадания посторонних предметов в реактор, БП и БВ;

все операции по транспортировке ядерного топлива в пределах АЭС должны проводиться в соответствии с предварительно разработанными программами и рабочими графиками.

Все транспортно-технологические операции при проведении перегрузки ядерного топлива должны выполняться по специальным инструкциям с соблюдением правил ядерной, радиационной и общей техники безопасности

Для производства транспортно-технологических операций разрешается использовать только исправные штатные приспособления и механизмы, прошедшие периодическое освидетельствование и контрольный осмотр перед производством операций. Изготовление и применение дополнительных [нештатных] приспособлений допускается только по утвержденной ГИС документации. Грузоподъемные механизмы, используемые при проведении операций должны пройти освидетельствование в соответствии с действующими правилами Подъемно-транспортные устройства, предназначенные для работ с высокоактивным оборудованием, должны иметь исправные приборы контроля вертикальных и горизонтальных перемещений, а также нагрузки при подъеме и опускании, должны быть исправны ограничители подъема и поворота подъемных устройств. Электродвигатели механизмов транспортно-технологического оборудования должны иметь надежное электропитание с резервом при транспортировке отработавших ПК.

Запрещается транспортирование над реактором грузов, не относящихся к ВКУ. НСБ обязан контролировать выполнение организационных мероприятий по предотвращению падений грузов в реактор и БВ.

Загрузка активной зоны реактора ядерным топливом должна начинаться после окончания всех работ по ревизии корпуса реактора в соответствии с требованиями рабочей программы ревизии для данного останова реактора. Все операции по перемещению ядерного топлива проводятся под руководством НС РЦ под контролем контролирующего физика (КФ).

2.2.3 Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на АЭС

Проведение ядерно-опасных работ

На основе проектной документации, проектного перечня ядерно-опасных работ и опыта эксплуатации на АЭС разработыван и утвержден перечень ядерно-опасных работ. Работы с системами (элементами), важными для безопасности, по выводу в ремонт и вводу в эксплуатацию, а также испытания этих систем (элементов), не предусмотренные технологическим регламентом безопасной эксплуатации блока АЭС и инструкциями по эксплуатации, являются ядерно-опасными.

Ядерно-опасные работы должны проводиться по специальному техническому решению (программе), утверждаемому главным инженером АЭС. Как правило, на остановленном реакторе с подкритичностью не менее 0,02 для состояния активной зоны с максимальным эффективным коэффициентом размножения.

Испытания на АЭС, не предусмотренные технологическим регламентом и инструкциями по эксплуатации, должны проводиться по программам и методикам, содержащим меры по обеспечению безопасности этих испытаний.

Указанные программы и методики испытаний должны быть согласованы разработчиками проекта АЭС и утверждены эксплуатирующей организацией АЭС. Испытания разрешаются Ростехнадзором в установленном порядке и проводятся по разрешению эксплуатирующей организации АЭС.

Влияющие на безопасность АЭС работы, не предусмотренные технологическим регламентом и инструкциями по эксплуатации, должны проводиться по программам, согласованным разработчиками проекта РУ и АЭС, утвержденным эксплуатирующей организацией

Организационные вопросы обеспечения радиационной безопасности на АЭС

Администрация АЭС обеспечивает контроль и учёт индивидуальных доз облучения персонала, разработку и реализацию мероприятий по снижению облучаемости персонала АЭС и привлекаемого к техническому обслуживанию персонала других организаций.

Администрация АЭС обеспечивает учет и контроль за производством, образованием, использованием, переработкой, хранением, захоронением, транспортированием радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, перемещения и места нахождения демонтированного радиоактивного оборудования, загрязненного инструмента и одежды.

Технические средства СРК обеспечивают осуществление:
радиационного технологического контроля (РТК);
радиационного дозиметрического контроля (РДК);
радиационного контроля помещений и промплощадки АЭС (РКП);
радиационного контроля за нераспространением радиоактивных загрязнений (РКЗ);
радиационного контроля окружающей среды (РКОС).

Оперативная информация о радиационных параметрах, по которым установлены пределы безопасной эксплуатации, поступает оперативному персоналу АЭС.

Система радиационного контроля на АЭС обеспечивает получение и обработку информации о контролируемых параметрах, характеризующих радиационное состояние АЭС и окружающей среды при всех режимах работы, включая проектные и запроектные аварии. Указанные функции СРК обеспечиваются следующими техническими средствами:

непрерывного контроля на основе стационарных автоматизированных технических средств;

оперативного контроля на основе носимых, передвижных или подвижных технических средств;

лабораторного анализа на основе стационарной лабораторной аппаратуры, средств отбора и подготовки проб для анализов;

индивидуального дозиметрического контроля облучаемости персонала

На АЭС обеспечивается непрерывный контроль количества радиоактивных веществ, поступающих с жидкими стоками или, в случае сбора жидких стоков в накопительной емкости, периодический контроль перед их сбросом во внешнюю среду.

При планировании радиационно-опасных работ производится расчет доз внешнего облучения на основе результатов радиационного контроля помещений, с учетом проведения аналогичных работ ранее.

Индивидуальный дозиметрический контроль на АЭС охватывает персонал, работающий в зоне контролируемого доступа. Учет результатов индивидуального дозиметрического контроля должен обеспечивать получение информации «дозах облучения при работе АЭС па мощности, при ремонтных работах и при выполнении радиационно-опасных работ.

Персонал группы А подлежит обязательному контролю внешнего и внутренней облучения.

Индивидуальный дозиметрический контроль за облучением персонала группы А в зависимости от характера проводимых работ включает:

контроль за характером, динамикой и уровнем поступления радионуклидов в организм с использованием методов прямой и /или косвенной радиометрии;

контроль за эффективной дозой внешнего облучения;

контроль за эквивалентными дозами облучения хрусталиков глаз, кожи, кистей и стоп с использованием индивидуальных дозиметров или расчётным способом.

Персонал АЭС обязан соблюдать режим зон, установленный нормативными документами. Порядок пересечения установленных границ зон людьми и радиоактивными материалами отражен в соответствующих инструкциях, утвержденных администрацией АЭС.

Данные индивидуального дозиметрического контроля доз облучения персонала должны храниться в течение 50 лет. При проведении индивидуального дозиметрического контроля ведется учет годовых эффективной и эквивалентной доз, эффективной дозы за 5 последовательных лет, а также суммарной накопленной дозы за весь период профессиональной деятельности.

На АЭС проводится плановая инвентаризация:

радиоактивных веществ (РВ) - ежегодно;

делящегося и радиоактивного материала - ежегодно;

радиоактивных отходов (РАО) - один раз в пять лет по методикам, утвержденным в системе государственного учета и контроля РВ и РАО.

Проводится с помощью переносных приборов радиационный контроль на оборудовании, в помещениях и на территории АЭС с периодичностью и в объеме в соответствии с регламентом.

В соответствии с регламентом организована регулярная проверка исправности оборудования радиационного контроля:

- в помещениях по разработанным маршрутам;
- на щите СВО;
- измерительных каналов ЦИИСРК;
- на щите радиационного контроля (блоки сигнализации о превышении уставок пороговых уровней излучений);
- общецитовой и местной сигнализации.

Контролируется ход технологического процесса:

определяется суточный выброс в атмосферу через венттрубу радиоактивных газов, ^{131}I и аэрозолей;

удельная активность и радионуклидный состав сбросных вод АЭС;
ежесуточно по показаниям измерительных каналов контроля объемной активности ИРГ герметичность технологического оборудования.

На АЭС предусмотрены технические и организационные мероприятия по защите от распространения активности в оборудовании 2-го контура в режиме нарушения плотности трубчатки парогенераторов при протечках из 1-го контура во 2-й.

Пределы безопасной эксплуатации по неплотности физических барьеров

Для энергоблока установлены пределы безопасной эксплуатации по неплотности физических барьеров. При достижении предельно уровня суммарной удельной активности радионуклидов йода 131-135 в теплоносителе первого контура при стационарных условиях работы энергоблока на мощности реакторная установка должна быть остановлена и проведен КТО твэлов всех ТВС топливной загрузки.

Таблица 2.2.3.1 – Пределы безопасной эксплуатации по неплотности физических барьеров

Наименование параметра	Предел безопасной эксплуатации
Предельный уровень суммарной удельной активности радионуклидов йода 131-135 в теплоносителе первого контура при стационарных условиях работы энергоблока на мощности, приведенной к проектным условиям работы систем водоочистки теплоносителя на фильтрах СВО-2 (30 т/час). Соответствует пределу безопасной эксплуатации по	$1.85 \cdot 10^8$ Бк/кг ($5 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг),

степени повреждения оболочек ТВЭЛОВ, установленному нормативным документом НП-082-07	
Удельная активность радионуклида ^{131}I в продувочной воде из «солевого» отсека каждого ПГ на момент отбора пробы не должна превышать	740 Бк/кг ($2 \cdot 10^{-8}$ Ки/кг).
Средняя удельная активность радионуклида ^{131}I в продувочной воде всех ПГ не должна превышать	185 Бк/кг ($5 \cdot 10^{-9}$ Ки/кг).
Максимальная величина протечки теплоносителя 1 контура во II контур по отдельным ПГ при работе энергоблока на мощности в установившемся режиме	5,0 кг/час

Пределы безопасной эксплуатации по радиационным параметрам выбросов и сбросов

Выбросы

Допустимые значения суммарных выбросов радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу не более величин, указанных в таблице 2.2.3.2.

Таблица 2.2.3.2 - Предельные значения суммарных выбросов в атмосферу для АЭС за один календарный год

Радионуклид	Суммарный выброс за год, Бк
ИРГ	$6,9 \cdot 10^{14}$
^{131}I (газовая и аэрозольная формы)	$1,8 \cdot 10^{10}$
^{134}Cs	$9,0 \cdot 10^8$
^{137}Cs	$2,0 \cdot 10^9$
^{60}Co	$7,4 \cdot 10^9$

В качестве нижней границы дозы облучения от отдельного радиационного фактора при оптимизации радиационной защиты населения в режиме нормальной эксплуатации АЭС принимается минимально значимая доза, равная 10 мкЗв в год (ДВ).

Пределы безопасной эксплуатации каждого энергоблока АЭС по выбросам должны быть установлены на уровне ПДВ (20 ДВ), а эксплуатационные пределы - на уровне ДВ с ограничением, что установленные для одного энергоблока значения пределов безопасной эксплуатации и эксплуатационные пределы не должны превышать при работе всех энергоблоков АЭС.

Контрольные уровни (КУ) выбросов

Таблица 2.2.3.3 - Контрольные уровни выбросов радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу за сутки, Бк

Радионуклид	Бк
ИРГ (любая смесь)	$1,9 \cdot 10^{12}$
Йод-131 (газовая+аэрозольная формы)	$5,0 \cdot 10^7$

В отдельные дни или несколько дней допускается выброс радионуклидов, превышающий контрольные уровни в 10 раз, приведенные в таблице 2.2.3.3 значения, при условии, что не будет превышен контрольный уровень за квартал.

Таблица 2.2.3.4 - Контрольные уровни выбросов радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу за месяц, Бк

Радионуклид	Бк
ИРГ	$5,7 \cdot 10^{13}$
Иод-131 (газовая+аэрозольная формы)	$1,5 \cdot 10^9$
Кобальт-60	$6,2 \cdot 10^8$
Цезий-134	$7,5 \cdot 10^7$
Цезий-137	$1,7 \cdot 10^8$

В отдельные месяцы допускается выброс радионуклидов, превышающий до 3 раз приведенные в таблице значения, при условии, что не будет превышен годовой допустимый выброс (ДВ).

Сбросы

Допустимый сброс за один календарный год радионуклидов с радиоактивными стоками Балаковской АЭС не должен превышать нормированных величин для любого реперного радионуклида или для их суммы.

Таблица 2.2.3.5 - Предельно-допустимые значения сбросов за один календарный год.

Радионуклид	Сброс за год, Бк
Cr-51	$1,34 \cdot 10^{12}$
Mn-54	$1,34 \cdot 10^{10}$
Fe-59	$1,34 \cdot 10^{10}$
Co-58	$1,34 \cdot 10^{11}$
Co-60	$1,34 \cdot 10^9$
Zn-65	$1,34 \cdot 10^{11}$
Sr-89	$1,34 \cdot 10^8$
Zr-95	$1,34 \cdot 10^{11}$
Ru-103	$1,34 \cdot 10^{11}$
Ru-106	$1,34 \cdot 10^{10}$
I-131	$1,34 \cdot 10^{12}$
Cs-134	$1,34 \cdot 10^9$
Cs-137	$1,34 \cdot 10^{12}$
Ce-141	$1,34 \cdot 10^{12}$
Ce-144	$1,34 \cdot 10^{11}$
Sr-90	$2,79 \cdot 10^8$
H-3	$2,79 \cdot 10^{14}$

Пределы безопасной эксплуатации по жидким радиоактивным сбросам с АЭС в поверхностные воды (ПДС) устанавливаются на уровне 5ДС для отдельных радионуклидов или их суммы. При этом должно гарантироваться неиревышение дозы облучения населения 50 мкЗв в год. Установленные для одного энергоблока

АЭС пределы безопасной эксплуатации не должны превышать при эксплуатации всех энергоблоков этой АЭС.

Допустимый сброс за один календарный год не должен превышать установленных величин для любого реперного радионуклида или для их суммы.

При неравномерном сбросе в течение календарного года допускается превышение ДС в отдельные периоды при условии компенсации этого превышения в последующие периоды этого года.

2.2.4 Санитарно-защитная зона и зона наблюдения

Санитарно-защитная зона

Санитарно-защитная зона обоснована в проекте «Санитарно-защитная зона вокруг Балаковской АЭС. Расчет и обоснование размеров СЗЗ», получившим санитарно-эпидемиологическое заключение ФМБА России о соответствии проекта санитарно-эпидемиологическим правилам и нормативам №77.ГУ.01.05.000.Т.00004.02.05 от 03.02.2005г (Приложение 8.3.).



Рисунок 2.2.4.1 – Санитарно-защитная зона Балаковской АЭС

Зона наблюдения

Вокруг объектов I категории по радиационной опасности в соответствии с п.3.2.8 ОСПОРБ-99/2009 устанавливается зона наблюдения. Размер зоны наблюдения рассчитывается исходя из требований информативности радиационного контроля при нормальной эксплуатации АЭС и возможных радиационных авариях.

Размер зоны наблюдения обоснован в проекте зоны наблюдения, получившим санитарно-эпидемиологическое заключение ФГБУЗ «Центр гигиены и

эпидемиологии Саратовской области» о соответствии проекта санитарно-эпидемиологическим правилам и нормативам №64.01.05.000.Т.000121.07.05 от 15.07.2005г.

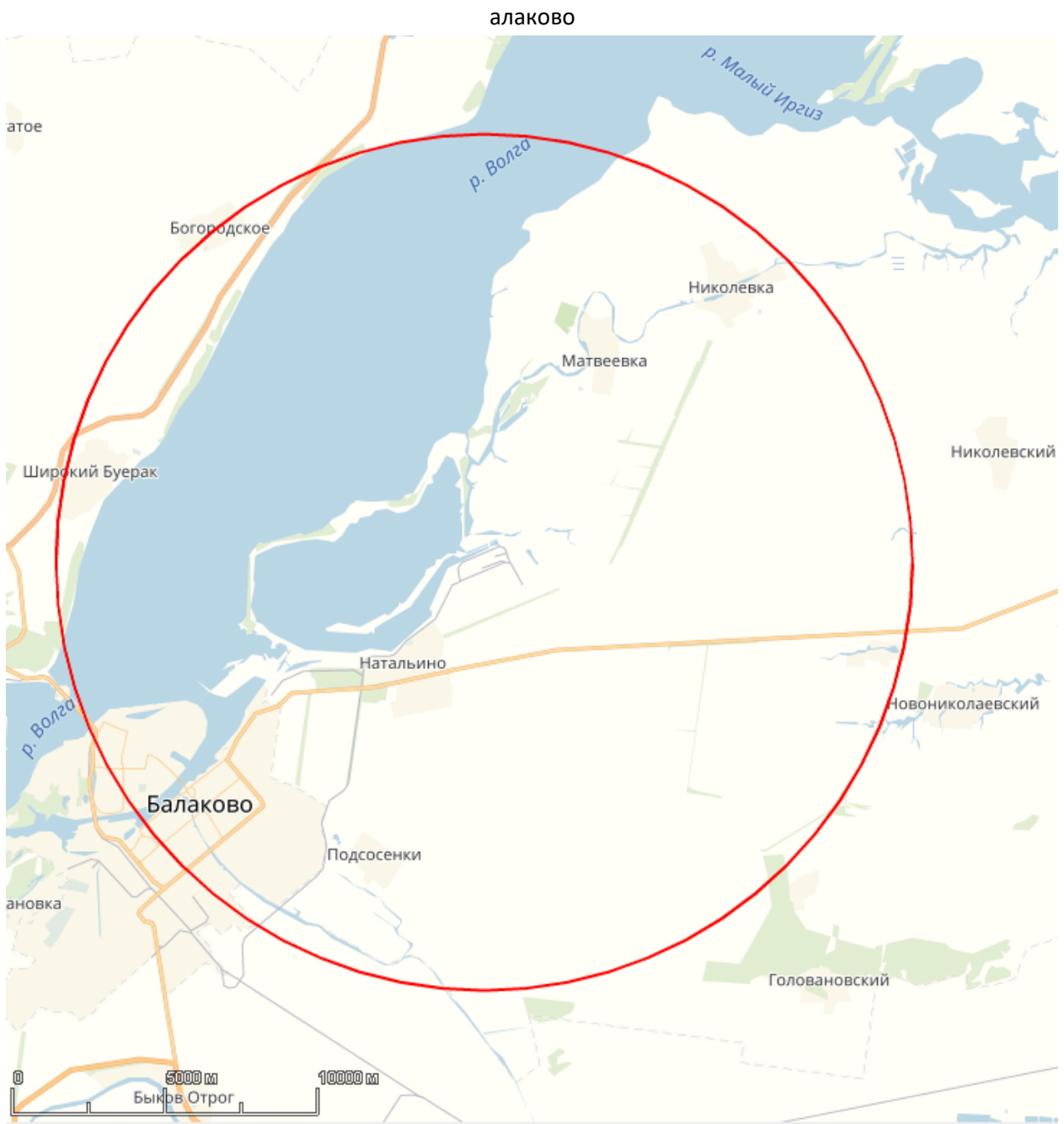


Рисунок 2.2.4.2 – Зона наблюдения Балаковской АЭС

В соответствии с проектом зоны наблюдения Балаковской АЭС представляет собой круг с радиусом 14 км. В зону наблюдения входят г.Балаково с с.Ивановка, Широкий Буерак, Богородское и т.д.. В зоне наблюдения контролируется содержание радионуклидов в приземном слое атмосферного воздуха и атмосферных выпадениях на пяти стационарных постах, расположенных в населенных пунктах в направлении преимущественных ветров на различном удалении от атомной

станции: Балаково (13,5 км на юго-запад от АЭС), Матвеевка (7,5 км на северо-восток от АЭС), Подсосенки (10,5 км на юг от АЭС), Широкий Буерак (12 км на запад от АЭС), Маянга (32 км на юго-запад от АЭС – фоновая точка).

3. Сведения о радиоактивных отходах, деятельность по обращению с которыми планируется осуществлять

Механизмы образования и распространения радиоактивных веществ на станции

Основными источниками образования радиоактивных веществ на станции являются продукты деления урана-235 при нейтронном облучении топлива активной зоны, активация нейтронами конструкционных материалов, примесей теплоносителя первого контура и воздуха в приреакторном пространстве.

Предотвращение или ограничение распространения радиоактивных газов и аэрозолей по станции и выхода их в окружающую среду обеспечивается за счет последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы барьеров. Ограничивающими барьерами являются:

- топливная матрица;
- оболочка ТВЭЛОВ;
- граница контура теплоносителя реактора;
- герметичное ограждение реакторной установки;
- биологическая защита.

Дополнительно технологические контуры и оборудование, содержащие радиоактивные среды, предотвращают распространение радиоактивных веществ по станции и за ее пределы.

В условиях нормальной эксплуатации все барьеры и средства их защиты находятся в работоспособном состоянии. При выявлении неработоспособности любого из предусмотренных барьеров или средств его защиты, согласно условиям безопасной эксплуатации, работа АЭС на мощности прекращается.

Для всех условий эксплуатации АЭС в составе отчета по безопасности устанавливаются значения эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации, характеризующие состояния систем (элементов) и АЭС в целом (мощность реактора, давление в первом контуре, температуру теплоносителя во время работы реактора на различном количестве работающих петель, активность теплоносителей первого и второго контуров и др.).

Введение таких пределов позволяет гарантировать контроль целостности барьеров и, в первую очередь, оболочек топливных элементов и, тем самым, предотвратить значительный выход продуктов деления из топлива в теплоноситель первого контура и далее в помещения станции с основным технологическим оборудованием.

Источники образования твердых радиоактивных отходов на АЭС

Твердые радиоактивные отходы (ТРО) образуются на АЭС при работе энергоблоков в процессе нормальной эксплуатации в технологических системах при переработке и очистке жидких и газообразных отходов (отвержденные отходы, фильтры, сорбенты, ионообменные смолы и т.п.), в период проведения ремонтных работ (технологическое оборудование, датчики КИП, инструмент, спецодежда и др.), и во время возникновения аварийных ситуаций.

Высокоактивные отходы образуются при замене каналов нейтронных измерительных (КНИ).

Твердые радиоактивные отходы: очень низкоактивные, низкоактивные и среднеактивные – образуются в процессе производства ремонтных работ (демонтируемое оборудование, трубопроводы и арматура, отработавшие аэрозольные фильтры систем вентиляции и газоочистки, строительные и теплоизоляционные материалы, обтирочный материал).

Мастерские зоны контролируемого доступа являются источником образования твердых радиоактивных отходов. К указанным отходам относятся:

- обтирочный материал;
- спецодежда и прокладки;
- детали оборудования;
- возможна металлическая стружка.

В спецкорпусе возможными источниками образования твердых радиоактивных отходов являются:

- отработавшие аэрозольные фильтры системы вентиляции и газоочистки;
- строительные и теплоизоляционные материалы;
- обтирочный материал;
- отвержденные жидкие радиоактивные отходы.

Классификация твердых радиоактивных отходов

В процессе нормальной эксплуатации и проведении ремонтных работ на АЭС на один блок образуются ТРО следующих видов:

- детали и оборудование, извлекаемое из реактора (КНИ);
- загрязненное демонтированное оборудование, трубопроводы и арматура, не подлежащее ремонту;
- загрязненный инструмент;
- загрязненные приспособления для ремонта;
- загрязненные отработавшие аэрозольные фильтры системы вентиляции и газоочистки;
- загрязненные спецодежда, обувь, средства индивидуальной защиты, не подлежащие дезактивации;
- загрязненные строительные и теплоизоляционные материалы;
- загрязненный обтирочный материал;
- отвержденные жидкие радиоактивные отходы.

ТРО в зависимости от уровня радиоактивного загрязнения в соответствии с ОСПОРБ 99/2010 (Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности) классифицируются на четыре категории: очень низкоактивные РАО, низкоактивные РАО, среднеактивные РАО и высокоактивные РАО. Для предварительной сортировки ТРО используется критерий по мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности при соблюдении условий измерения и в соответствии с утвержденными методиками:

очень низкоактивные РАО, мЗв/ч	0,001÷0,03;
низкоактивные, мЗв/ч	0,03÷0,3;
среднеактивные, мЗв/ч	0,3÷10;
высокоактивные, мЗв/ч	более 10.

Сведения об ориентировочных объемах отходов, деятельность по обращению с которыми планируется осуществлять, приведены в таблице 3.1.

Нормативы (лимиты) годового образования РАО для атомных станций – филиалов АО «Концерн Росэнергоатом» на 2019-2021 гг. установлены приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 24.12.2018 № 9/1857-П.

Для Балаковской АЭС (энергоблоки №№ 1-4) нормативы образования РАО составляют: кубовый остаток в пересчете на соли, тонн – 65;

- отработанные ионообменные сорбенты, шламы, м³ – 10;
- ТРО, м³ – 480;
- радиоактивная среда (трапная вода), м³ – 9500.

Собственником радиоактивных отходов является эксплуатирующая организация – филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция», в результате деятельности которой они образуются.

Таблица 3.1 - Сведения об ориентировочных объемах радиоактивных отходов

Наименование РАО	Вид РАО	Классификация	Опасные свойства отхода	Виды работ в рамках лицензируемого вида деятельности по обращению с радиоактивными отходами	Ориентировочные объемы радиоактивных отходов, м ³ /год
1	2	3	4	5	6
Очень низкоактивные РАО (ветошь, бумага, дерево, СИЗ).	твердые	п.14.8, таб.14.1. СП АС-03, сжигаемые	горючие	С+Т+П+Х	170,0-240,0
Очень низкоактивные РАО (строительный мусор, теплоизоляция, металл, кабель электрический).	твердые	п.14.8, таб.14.1. СП АС-03, прессуемые	негорючие	С+Т+П+Х	280,0-350,0
Очень низкоактивные РАО (баковый осадок, пластикат, металл толщиной более 20мм).	твердые	п.14.8, таб.14.1. СП АС-03, некондиционируемые	негорючие	С+Т+Х	30,0-60,0
Среднеактивные РАО (солевой плав, битумный компаунд).	твердые	п.14.8, таб.14.1. СП АС-03, кондиционированные	негорючие	С+П+Т+Х	60,0-90,0
Среднеактивные РАО (ветошь, СИЗ, металл, обрезки КНИ, ТЭН КД).	твердые	п.14.8, таб.14.1. СП АС-03, некондиционируемые	горючие, негорючие	С+Т+Х	3,0-20,0
Высокоактивные РАО (КНИ).	твердые	п.14.8, таб.14.1. СП АС-03, некондиционируемые	негорючие	С+Т+Х	0,2-2,0
Среднеактивные РАО (кубовый остаток, фильтрующий материал).	жидкие	п.14.7, таб.14.1. СП АС-03, кондиционированные	негорючие	С+П+Т+Х	350,0 ÷ 450,0

Примечания:

1. Расшифровка видов работ в графе 5: С – сбор; П – переработка; К – кондиционирование; Т – транспортирование; Х – хранение.
2. Собственником вновь образующихся и накопленных ранее на территории Балаковской АЭС ТРО является филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция».

Количество высокоактивных ТРО порядка 0,2 % от общего количества ТРО.
На АЭС предусматривается хранение РАО в хранилищах радиоактивных отходов.

Источники образования жидких радиоактивных отходов на АЭС

При эксплуатации атомной станции образуются жидкие радиоактивные отходы, подлежащие сбору и переработке:

вода от дезактивации оборудования, арматуры, трубопроводов и помещений;
регенерационные и отмывочные воды фильтров установок спецводоочистки;
отмывочные воды химпромывок выпарных аппаратов;
вода от пробоотбора и лабораторий;
протечки и дренажи оборудования, трубопроводов, арматуры.

В соответствии с требованиями российских НД предусмотрены технологии и технические решения, направленные на минимизацию образующихся жидких радиоактивных отходов, подлежащих переработке и последующему захоронению.

Снижение количества и активности образующихся ЖРО достигается применением следующих мер:

- 1) обеспечением эксплуатации реакторов без нарушения герметичности тепловыделяющих элементов, удаление повреждённых твэлов;
- 2) предотвращение загрязнения оборудования и помещений с целью уменьшения дезактивационных работ;
- 3) оптимизация процессов дезактивации оборудования и помещений;
- 4) снижение образования ЖРО при работе установок СВО;
- 5) ежегодный пересмотр "Норм образования ЖРО при ведении технологических процессов" с учётом накопленного опыта и совершенствования технологии.

Все вышеперечисленные потоки относятся к трапным водам и перерабатываются в системе переработки трапных вод (СВО-3) и системе очистки вод спецпрачечной (СВО-7).

Функции системы переработки трапных вод реализованы посредством традиционных технологий с использованием типового оборудования, эффективность которого подтверждена эксплуатацией отечественных и зарубежных АЭС.

В основу переработки трапных вод положен метод выпаривания, обеспечивающий коэффициент очистки воды до 105 в сочетании с образованием минимального объема радиоактивных солевых концентратов.

Образующийся в процессе переработки трапных вод конденсат собирается в контрольных баках. После радиационного и химического контроля, при соответствии показателей качества нормам, конденсат направляется на повторное использование в технологическом цикле АЭС.

В процессе эксплуатации установок спецводоочистки (СВО-3,6,7) образующиеся жидкие радиоактивные отходы направляются в емкости кубового остатка (ЕКО).

Требование нормативной документации по надежной изоляции радиоактивных отходов от окружающей среды в течение длительного времени определили необходимость хранения отходов в отвержденном виде.

Отвержденный продукт должен иметь высокую химическую стабильность, низкую скорость выщелачивания радионуклидов, быть термически и радиационно-стойким.

Кубовый остаток после выдержки в ЕКО перерабатывается в твердую фазу (солевой плав) на установках глубокого упаривания. ЖРО должны выдерживаться для снижения активности за счет распада короткоживущих радионуклидов.

Солевой плав после установки глубокого упаривания ЖРО затаривается в первичную упаковку - специальный контейнер объемом 200 л (А2201.00.000 (или аналог)). Отвержденные ЖРО в первичных упаковках размещаются на промежуточное хранение в хранилищах Балаковской АЭС.

Газообразные радиоактивные отходы

Газообразные РАО могут образоваться в вентиляционных трубах при поступлении потоков газоаэрозольных смесей.

Источниками формирования газоаэрозольных смесей, направляемых в вентиляционные трубы БалАЭС являются:

- 1) технологические сдувки из оборудования и трубопроводов реакторной установки;
- 2) технологические сдувки из баков системы хранения отработавшего теплоносителя первого контура;
- 3) технологические сдувки из емкостей кубового остатка;
- 4) вентиляция производственных помещений.

Проектом Балаковской АЭС, с целью организации безопасного обращения с ГРО, реализованы следующие операции:

- 1) определение источников формирования газо-аэрозольной смеси;
- 2) сбор, выдержка и фильтрация газо-аэрозольной смеси в системах спецвентиляции и спецгазоочистки;
- 3) измерение радиационных параметров газо-аэрозольной смеси;
- 4) формирование газо-аэрозольного выброса, содержание радионуклидов в котором не превышает допустимые нормы;
- 5) регистрация радиационных параметров газо-аэрозольных выбросов.

В таблице 3.2 представлен состав основных радионуклидов в радиоактивных газах.

Таблица 3.2 – Состав основных радионуклидов в радиоактивных газах для энергоблока №4

Радионуклид	Допустимая объемная активность для населения (ДОАнас), Бк/м ³
³ H	1900
¹⁴ C	55
⁴¹ Ar	-*
⁶⁰ Co	11

Радионуклид	Допустимая объемная активность для населения (ДОАнас), Бк/м ³
⁸⁷ Kr	-*
⁸⁸ Kr	-*
¹³¹ I	7,3
¹³⁴ Cs	19
¹³⁷ Cs	27
^{135m} Xe	-*
¹³⁸ Xe	-*

Примечание:

*- ДОАнас не нормируется в связи с тем, что указанные радионуклиды являются инертными радиоактивными газами

При установлении годовых значений допустимых выбросов (ДВ) радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу учитывался тот факт, что основной вклад (свыше 98%) в дозу облучения населения в режиме нормальной эксплуатации АЭС вносят инертные радиоактивные газы (аргон, криптон, ксенон) и радионуклиды ¹³¹I, ⁶⁰Co, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs.

Значения годовых допустимых выбросов радионуклидов для АЭС с учетом их особенностей в части соотношения активностей нуклидов в выбросе и условий выброса (высоты вентиляционных труб) приведены в таблице 3.4.

Для текущего контроля газоаэрозольных выбросов на площадке Балаковской АЭС устанавливаются контрольные уровни выбросов за сутки и за месяц.

Значения контрольных уровней выбросов за месяц и за сутки приведены в таблице 3.3.

Таблица 3.3 - Годовой выброс регламентируемых радионуклидов в атмосферу через вентиляционные системы при работе энергоблока №4 в номинальном режиме:

Радионуклид	Контрольный уровень выбросов, Бк/мес.	Контрольный уровень выбросов, Бк/сутки	Годовой допустимый выброс (ДВ), Бк/год
³ H	$1,14 \times 10^{11}$	$3,75 \times 10^9$	$1,37 \times 10^{12}$
¹⁴ C	$1,03 \times 10^{10}$	$3,40 \times 10^8$	$1,24 \times 10^{11}$
⁴¹ Ar	$1,76 \times 10^{12}$	$5,78 \times 10^{10}$	$2,11 \times 10^{13}$
⁶⁰ Co	$8,75 \times 10^5$	$2,88 \times 10^4$	$1,05 \times 10^7$
⁸⁷ Kr	$5,65 \times 10^{11}$	$1,86 \times 10^{10}$	$6,78 \times 10^{12}$
⁸⁸ Kr	$4,32 \times 10^{11}$	$1,42 \times 10^{10}$	$5,18 \times 10^{12}$
¹³¹ I	$2,71 \times 10^4$	$8,90 \times 10^2$	$3,25 \times 10^5$
¹³⁴ Cs	$2,30 \times 10^4$	$7,56 \times 10^2$	$2,76 \times 10^5$
¹³⁷ Cs	$1,81 \times 10^5$	$5,95 \times 10^3$	$2,17 \times 10^6$
^{135m} Xe	$8,92 \times 10^{10}$	$2,93 \times 10^9$	$1,07 \times 10^{12}$
¹³⁸ Xe	$9,83 \times 10^{10}$	$3,23 \times 10^9$	$1,18 \times 10^{12}$

Общий объем ГРО образующихся на четырех энергоблоках Балаковской АЭС равен сумме объемов газовых полостей реакторов ВВЭР-1000. Объем газовых полостей, содержащих ГРО, одного энергоблока ВВЭР-1000 равен:

- 1) деаэратор подпитки (ТК10В01) – 12 м³;
- 2) газовые полости бакового хозяйства (системы ТВ, ТУ, УР) – переменный объем от 500 м³ до 800 м³.

Образовавшиеся ГРО выводятся из теплоносителя первого контура в деаэраторе подпитки и перед выбросом в атмосферу очищаются от радиоактивных веществ на установках спецгазоочистки (СГО).

Спецгазоочистка предназначена для снижения активности газоаэрозольных выбросов АЭС, обусловленных технологическими активными газовыми сдувками из деаэратора, бака организованных протечек, баков хранения боросодержащих вод, баков подпиточной воды и бака боросодержащих дренажей.

В результате прохождения ГРО через систему СГО концентрации радиоактивных газов и аэрозолей в очищенной воздушной среде уменьшается и по результатам измерений воздушная среда перед выбросом в атмосферу уже не является ГРО.

Степень очистки воздуха по наиболее проникающим частицам 0,3 мкм составляет не менее 99,99%, эффективность очистки йодных фильтров по молекулярному йоду – не менее 99,9%, по органическим соединениям йода (по метилйодиду) – не менее 99 %.

Коэффициенты эффективности вентиляционных установок, принятые для расчетов выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду:

- аэрозоли – 99,9 %
- йоды (с учетом соотношения различных форм йода) – 99 %.

Для очистки технологических сдувок из оборудования и трубопроводов реакторной установки используется система TS20, предназначенная для уменьшения активности газовых сдувок с целью исключить, при нормальной эксплуатации, превышение нормативов предельно допустимых выбросов РВ в атмосферный воздух.

Системы спецгазоочистки и спецвентиляции обеспечивают сбор газоаэрозольных смесей, их очистку от радиоактивных газов и аэрозолей. После очистки газоаэрозольных смесей, в целях обеспечения защиты окружающей среды от загрязнения радионуклидами, контролируются коэффициенты и эффективность очистки газоаэрозольной смеси в очистном оборудовании.

4. Оценка воздействия на окружающую среду в результате осуществления лицензируемого вида деятельности в области использования атомной энергии

Оценка воздействия на окружающую среду представлена в Книге 2 настоящих Материалов.

5. Сведения о деятельности по обращению с радиоактивными отходами

Исходным фактором радиоактивного загрязнения отходов (отработанных материалов, оборудования и сред) является специфика основного производственного процесса, характеризующаяся образованием искусственных радионуклидов в реакции деления ядер (топлива), приводящей к появлению активных продуктов деления, и реакции активации некоторых радионуклидов, входящих в состав компонентов активной зоны (теплоносителя, конструкционных материалов) в поле нейтронного излучения.

Активные продукты деления через неплотности ограничивающих конструкций (оболочки ТВЭЛов) могут поступать в теплоноситель первого контура. Туда же поступают в результате коррозии конструкционных материалов примеси продуктов активации радионуклидов, входящих в состав этих материалов; кроме того, активируются радионуклиды, входящие в состав самого теплоносителя (кислород, водород, технологические примеси ВХР). Активные радионуклиды из первого контура разносятся по технологическим контурам (средам), обслуживающим основной технологический процесс, в том числе, через межконтурную неплотность могут проникнуть во второй контур, загрязняют оборудование, выходят через неплотности (неорганизованные протечки) в помещения зоны контролируемого доступа, обуславливая в дальнейшем появление РВ в жидких, твердых и газообразных отходах.

Предотвращение или ограничение распространения радиоактивных газов и аэрозолей по станции и выхода их в окружающую среду обеспечивается за счет последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы барьеров. Ограничивающими барьерами являются:

- топливная матрица;
- оболочка твэлов;
- граница контура теплоносителя реактора
- герметичное ограждение реакторной установки
- биологическая защита.

К твердым РАО (далее – ТРО) относятся не подлежащие дальнейшему использованию материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), содержание радионуклидов в которых превышает предельные значения удельной активности в отходах, установленные нормативными правовыми актами.

К газообразным РАО (далее – ГРО) относятся не подлежащие дальнейшему использованию газообразные среды, содержащие радионуклиды в виде аэрозолей и (или) инертных радиоактивных газов и (или) молекулярного йода, его органических или неорганических соединений, объемная активность которых превышает предельные значения объемной активности, установленные нормативными правовыми актами

К жидким РАО (далее – ЖРО) относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы, шламы, содержание

радионуклидов в которых превышает предельные значения удельной активности в отходах, установленные нормативными правовыми актами.

Основные задачи, решаемые при обращении с РАО:

при обращении с твердыми РАО – минимизация объемов и безопасное надежное хранение в течение проектного срока;

при обращении с жидкими РАО – очистка основной массы жидких отходов от радионуклидов, концентрирование радионуклидов в минимальном объеме и перевод жидких концентрированных отходов в формы, удобные для хранения;

при обращении с газообразными отходами – очистка перед выбросом в атмосферу до качества, удовлетворяющего критериям безопасности.

Основные производственные функции, выполняемые системами обращения с отходами на АЭС:

сбор, сортировка, частичная переработка (измельчение, прессование, сжигание сжигаемых очень низкоактивных твердых радиоактивных отходов, цементирование), сбор и расфасовка высокоактивных РАО в упаковки хранения (капсулы Комплекта оборудования для организованного хранения высокоактивных ТРО);

транспортирование отходов к местам хранения, загрузка в ячейки для промежуточного хранения в хранилищах АЭС;

локализация жидких сред, возможность использования которых в рабочих циклах станции исчерпана, именуемых в дальнейшем жидкими РАО.

переработка жидких РАО – упаривание кубового остатка до солевого плава (с целью уменьшения объемов);

доведение радиационных характеристик жидких дебалансов до состояния, позволяющего считать их неактивными, допускающего удаление во внешнюю среду;

хранение твердых и жидких радиоактивных отходов;

очистка удаляемых в атмосферу газовых сред как технологических, так и вентвыбросов зоны контролируемого доступа до состояний, безопасных для удаления в окружающую среду.

Вышеописанные функции осуществляются на Балаковской АЭС технологическими системами, расположенными в помещениях реакторного отделения, здания спецкорпуса и в отдельно стоящем хранилище твердых радиоактивных отходов со зданием переработки (ОС ХТРО с ЗП). Безопасность реализации функций системами обращения с РАО описывается в проектных материалах энергоблоков 1, 2, 3 и 4 в проектах систем обращения с РАО.

Согласно ОСПОРБ-99/2010 по удельной активности ТРО подразделяются на 4 категории - очень низкоактивные, низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные, а жидкие радиоактивные отходы на 3 категории: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные (таблица 5.1). В случае, когда по приведенным в таблице 5.1 характеристикам радионуклидов радиоактивные отходы относятся к разным категориям, для них устанавливается наиболее высокое из полученных значение категории отходов.

Таблица 5.1 - Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов

Классификация отходов	Удельная активность, кБк/кг			
	Тритий	бета-излучающие радионуклиды (исключая тритий)	альфа-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Твердые отходы				
Очень низкоактивные	до 10^7	до 10^3	до 10^2	до 10^1
Низкоактивные	от 10^7 до 10^8	от 10^3 до 10^4	от 10^2 до 10^3	от 10^1 до 10^2
Среднеактивные	от 10^8 до 10^{11}	от 10^4 до 10^7	от 10^3 до 10^6	от 10^2 до 10^5
Высокоактивные	более 10^{11}	более 10^7	более 10^6	более 10^5
Жидкие отходы				
Низкоактивные	до 10^4	до 10^3	до 10^2	до 10^1
Среднеактивные	от 10^4 до 10^8	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10^1 до 10^5
Высокоактивные	более 10^8	более 10^7	более 10^6	более 10^5

В основу технологии сбора, приема и промежуточного хранения ТРО приняты следующие основные принципы:

- сбор ТРО на местах их образования осуществляется с одновременной сортировкой их по категориям в соответствии с «Методикой радиационного контроля твердых радиоактивных отходов на Балаковской АЭС при предварительной сортировке» и методам переработки;

- для сбора и удаления ТРО из мест их образования (в зависимости от категории) предусматривается первичная упаковка – мешки и специальная тара – контейнеры;

- документальное оформление приема-передачи ТРО.

Сортировка ТРО осуществляется по мощности дозы гамма-излучения и радиоактивному загрязнению на расстоянии 0,1 м от поверхности ТРО в соответствии с требованиями санитарных правил и нормативов.

Системы обращения с радиоактивными отходами спроектированы таким образом, чтобы уровень облучения персонала находился в допустимых пределах, установленных действующими санитарными нормами для всех проектных режимов АЭС, включая режимы технического обслуживания оборудования систем, с учетом принципов «культуры безопасности» и ALARA.

Системы обращения с радиоактивными отходами оснащены средствами технологического радиационного контроля, средствами контроля и управления технологическим процессом, контроля оценки целостности систем, контроля выбросов в окружающую среду.

Объемы ячеек хранения ВАО в спецкорпусе рассчитаны на прием и хранение ВАО (в капсулах) с четырех блоков, на весь период эксплуатации каждого блока.

До настоящего времени РАО, образованные на действующих энергоблоках, не выходят за пределы промплощадки АС, размещаясь в хранилищах промежуточного хранения ТРО.

В соответствии с приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 23.01.2020 №9/01/74-П «О нормах образования радиоактивных отходов в 2019-2021 годах» Балаковской АЭС установлены нормативы образования РАО (таблица 5.2).

Таблица 5.2 – Нормативы образования РАО на Балаковской АЭС

Кубовый остаток в пересчете на соли (тонн)	65
Оработанные ионообменные сорбенты, шламы (м ³)	10
ТРО (м ³)	480
Радиоактивная среда (трапная вода) (м ³)	9500

Источники образования РАО

Исходным фактором радиоактивного загрязнения отходов (отработавших материалов, оборудования и сред) является специфика основного производственного процесса, характеризующаяся образованием искусственных радионуклидов в реакции деления ядер (топлива), приводящей к появлению активных продуктов деления, и реакции активации некоторых радионуклидов, входящих в состав компонентов активной зоны (теплоносителя, конструкционных материалов), в поле нейтронного излучения.

Активные продукты деления через неплотности ограничивающих конструкций (оболочки твэлов) могут поступать в теплоноситель первого контура. Туда же поступают в результате коррозии конструкционных материалов примеси продуктов активации радионуклидов, входящих в состав этих материалов; кроме того, активируются радионуклиды, входящие в состав самого теплоносителя (кислород, водород, технологические примеси ВХР). Активные радионуклиды из первого контура разносятся по технологическим контурам (средам), обслуживающим основной технологический процесс, в том числе, через межконтурную неплотность могут проникнуть во второй контур, загрязняют оборудование, выходят через неплотности (неорганизованные протечки) в помещения зоны контролируемого доступа, обуславливая в дальнейшем появление РВ в жидких, твердых и газообразных отходах.

Согласно основным технологическим схемам обращения с РАО обращение с РАО трех агрегатных состояний (жидкие, твердые, газообразные) в упрощенной форме может быть описано следующим образом:

Твердые РАО

Твердые отходы образуются в помещениях зоны контролируемого доступа (основная масса твердых РАО формируется в реакторном отделении).

Твердые отходы, загрязненные радиоактивными веществами, из мест сбора по мощности дозы направляются:

- очень низкоактивные перерабатываемые ТРО на установку сортировки центра обработки отходов.

- низко-, среднеактивные – размещаются в первичные упаковки (бочки), которые размещаются в ячейки хранилищ ТРО Балаковской АЭС

- высокоактивные отходы, ассортимент которых твердо установлен – отработавшие каналы измерения нейтронного потока (КНИ) – направляются в капсулах в ячейки ВАО в ХТРО спецкорпуса. Комплекты оборудования для организованного хранения высокоактивных ТРО (В РО и в ХТРО) включают в себя оборудование, полностью обеспечивающее безопасность всех процедур при обращении с ВАО.

Особую группу и основную массу твердых отходов АЭС составляют отвержденные отходы, как продукт кондиционирования жидких активных сред, переработку и подготовку которых к хранению формируют системы обращения с жидкими РАО.

Процессы переработки жидких радиоактивных сред, назначенных к удалению на отверждение, реализуются в здании спецкорпуса.

Жидкие РАО

К жидким РАО, подвергающимся перед хранением, отверждению, относятся:

- концентрированный солевой раствор с испарительных установок СВО-3 и СВО-7 (подвергаемый в узле отверждения дополнительному концентрированию на установках упаривания перед отверждением);

- сорбенты фильтров СВО (пульпа): титановая загрузка ВТФ СВО-1, смолы ионообменных фильтров систем СВО-2, СВО-3, СВО-4, СВО-5, СВО-6, СВО-7, выгружаемые из фильтров в емкости сорбентов узла промежуточного хранения ЖРО (ПУХЖРО) для выдержки и накопления перед транспортированием в систему отверждения;

- шлам (отстойная фракция) баков трапных вод.

Основная масса жидких активных отходов формируется на выпарных аппаратах систем СВО-3 и СВО-7.

Образующийся концентрированный солевой раствор (кубовый остаток) из выпарных аппаратов системы переработки трапных вод СВО-3, системы переработки вод спецпрачечных СВО-7 и системы регенерации борной кислоты СВО-6 поступает в емкости кубового остатка ЕКО системы промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов, а затем подается на установку отверждения жидких радиоактивных отходов.

Сбор (гидровыгрузка сорбентов фильтров технологических систем спецводоочистки) и временное хранение радиоактивных ионообменных смол фильтров СВО производится в емкостях фильтрующих материалов (ЕФМ) системы промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов (ПУХЖРО), затем смолы поступают на установку отверждения жидких радиоактивных отходов.

Шлам из баков-отстойников СВО-3 также поступает в ЕФМ ПУХЖРО.

Время выдержки жидких радиоактивных отходов перед отверждением от 3 до 6 месяцев.

На установке отверждения СК жидкие радиоактивные среды подвергаются переработке, конечным результатом которой является перевод ЖРО в формы, удобные для промежуточного хранения.

В процессе работы АЭС образуются дебалансные воды, повторно используемые в технологических системах АЭС. Такие воды, обусловленные, в основном, водами сливов спецпрачечных и душевых, удаляются в брызгальные бассейны, расположенные на промплощадке станции. Допускается удаление дебалансных вод, содержание активных примесей в которых меньше критериев из Приложения П-3 ОСПОРБ-99/2010 (до обновления ОСПОРБ границей было значение 10УВ по П-2 НРБ-99/2009). Кроме того, в нормативной документации РФ специально ограничен общий сток АЭС (предел норм выпуска жидкого стока по активности – допустимый сброс ДС). Значение ДС определено расчетным путем.

Газоаэрозольные РАО

Образование газоаэрозольных отходов сопровождает функционирование некоторых систем станции и обусловлено выходом газообразной компоненты из жидких активных сред. Газообразные отходы на АЭС не утилизируются, их удаление реализуется в окружающую среду с воздушными выбросами АЭС. Поскольку газозадушенные выбросы станции, содержащие примеси активных аэрозолей и газов, являются основным фактором дозового воздействия АЭС на население, и содержание РВ в выбросах АЭС строго регламентировано по количеству и структуре нормативными документами, удаление газообразных отходов за пределы станции происходит после высокоэффективной очистки выбросов от радиоактивных примесей. Расчетное содержание примесей в удаляемом воздухе существенно ниже ДОАнас (критерии НРБ-99/2009 ДОАнас, согласно СП АС-03, - условная граница между активными и неактивными газами) и Критериев Постановления Правительства РФ № 1069.

Основные каналы поступления примесей РВ в газозадушенные выбросы АЭС:

- процесс технологических сдувок с работающего оборудования систем РО и СК;
- процесс вентиляции зон контролируемого доступа зданий РО и СК, в атмосфере которых может присутствовать незначительное количество радиоаэрозолей или радиоактивных газов, вышедших из протечек оборудования, содержащего активные среды.

Система обращения с жидкими радиоактивными отходами

В процессе переработки радиоактивных сред, образующихся в процессе эксплуатации энергоблоков АЭС, на установках спецводоочистки (СВО) образуются следующие ЖРО, различные по своим свойствам:

- отработавшие ионообменные смолы фильтров СВО;
- дисперсные осадки в виде шлама;
- солевые концентрированные растворы (кубовые остатки).

Жидкие радиоактивные отходы направляются на установку отверждения ЖРО методом выпаривания для обеспечения безопасного длительного хранения.

Перед подачей на установку отверждения осуществляется сбор ЖРО в емкостях промежуточного узла хранения жидких радиоактивных отходов системы ПУХЖРО (OTW).

Система промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов OTW предназначена для приема и промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов, образующихся в процессе эксплуатации энергоблоков АЭС, а также выдержки их в течение 3 месяцев для обеспечения распада короткоживущих изотопов перед подачей на дальнейшую переработку в систему отверждения.

Время промежуточного хранения кубового остатка и фильтрующих материалов перед отверждением принято не менее трех месяцев, что удовлетворяет требованиям НП-002-15 «Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций».

Количество ЖРО, поступающих в течение года в емкости промежуточного узла хранения с 4-х энергоблоков Балаковской АЭС.

Хранение жидких радиоактивных отходов производится отдельно, в зависимости от их вида и химического состава.

Функциями системы OTW являются:

- сбор жидких радиоактивных отходов, образующихся в процессе эксплуатации технологических систем АЭС;
- выдержка их до распада короткоживущих радионуклидов;
- подача на дальнейшую переработку в систему отверждения.

Система OTW является системой нормальной эксплуатации важной для безопасности и элементы системы OTW, как содержащие радиоактивные вещества, выход которых в окружающую среду при отказах превышает значения, установленные в соответствии с нормами радиационной безопасности, относятся к классу 3 по НП-001-15, классификационное обозначение – 3Н, группе С по НП-089-15.

По категории сейсмостойкости элементы системы OTW подразделяются следующим образом:

- емкости кубового остатка, емкости фильтрующих материалов и резервная емкость относятся к I категории сейсмостойкости;
- все остальное оборудование относится ко II категории сейсмостойкости.

Система OTW функционирует во всех режимах нормальной эксплуатации энергоблоков АЭС.

В режимах нарушения условий нормальной эксплуатации энергоблоков, не связанных с обесточиванием, система выполняет свои функции, в зависимости от характера нарушений.

При всех режимах нормальной эксплуатации, а также при аварийных режимах, не связанных с обесточиванием, функции и параметры системы промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов не меняются.

Система ПУХЖРО обеспечивает сбор и промежуточное хранение ЖРО энергоблоков 1-4 Балаковской АЭС, а также транспортировку их на установку отверждения.

Система спроектирована с учетом обеспечения заданных функций в соответствии с требованиями РД 210.006-90 «Правила технологического проектирования атомных станций (с реакторами ВВЭР)». С целью повышения надежности системы ОТВ проектом предусмотрена резервная емкость для сбора жидких радиоактивных отходов.

Объем емкости равен максимальному объему емкости системы, предназначенной для приема кубового остатка, что соответствует требованиям современной НТД–РД 210.006-90.

Для обеспечения безопасности системы ОТВ приняты следующие решения:

- для обеспечения промежуточного хранения ЖРО не менее трех месяцев для обеспечения распада короткоживущих радиоизотопов перед дальнейшей переработкой предусмотрены три емкости кубового остатка и две емкости фильтрующих материалов;

- в соответствии с требованиями НТД предусмотрена одна общая резервная емкость, объемом равным максимальному объему емкостей системы, которая предусмотрена для приема кубового остатка или отработавших ионообменных смол в случае аварийных ситуаций, связанных с разгерметизацией рабочих емкостей системы;

- для обеспечения локализации жидких радиоактивных сред в случае разгерметизации емкостей или трубопроводов системы, емкости системы расположены в отдельных герметичных боксах, облицованных коррозионностойкой сталью аустенитного класса, в боксах предусматривается автоматическая сигнализация появления влаги;

- емкости, содержащие жидкие радиоактивные отходы, находятся под разрежением, создаваемым газодувками. Сдувки из баков системы ОТВ направляются в венттрубу после очистки на аэрозольных фильтрах;

- для предотвращения образования взрывоопасных концентраций водорода в свободном объеме емкости, к емкостям фильтрующих материалов и резервной емкости предусмотрен подвод газообразного азота;

- для защиты от перелива емкостей предусмотрен дублированный контроль уровня среды в каждой емкости системы (100 % резервирование в случае выхода из строя одного из датчиков контроля уровня).

В системе предусмотрены контрольно-измерительные приборы для управления и контроля системой в процессе эксплуатации энергоблоков АЭС.

Система электроснабжения нормальной эксплуатации обеспечивает электропитанием электроприводные элементы системы ОТВ во всех режимах нормальной эксплуатации.

Система вентиляции и охлаждения помещений, в которых расположено оборудование системы ОТВ, обеспечивает поддержание параметров окружающей среды, необходимых для нормального функционирования системы.

Компоновка системы и взаимное расположение элементов выполнены с учетом следующих основных принципов:

- обеспечение необходимых условий для нормального протекания предусмотренных проектом технологических процессов;
- для оборудования, трубопроводов и арматуры обеспечены доступ и условия для проведения технического обслуживания и ремонта;
- сокращение до минимума технологических коммуникаций;
- обеспечение безопасных условий эксплуатации для персонала.

Арматура системы выполнена из коррозионностойкой стали аустенитного класса. Все соединения сварные. Все основные трубопроводы выполнены из коррозионностойкой стали аустенитного класса.

Все соединения деталей трубопроводов и арматуры – сварные.

Материалы трубопроводов и оборудования выбраны с учетом требуемых физико-механических характеристик, технологичности, свариваемости, а также способности работать в условиях проектных характеристик рабочей среды, а при необходимости, в условиях применения дезактивирующих растворов, в течение всего срока службы.

Емкости фильтрующих материалов и кубового остатка, а также резервная емкость оснащены самовыбывающимися гидрозатворами для защиты от выхода радиоактивных продуктов в воздух помещения через переливные трубопроводы, а также для защиты от превышения давления и вакуумирования емкостей.

Все оборудование системы расположено в здании спецкорпуса Балаковской АЭС на отметке 0,000 м.

Технологическое оборудование системы располагается в помещениях, имеющих категорию «Д» по взрывной и пожарной опасности.

Емкости системы относятся к I категории сейсмостойкости и выдерживают максимальное расчетное землетрясение. Оборудование, относящееся к категории II, рассчитано на проектное землетрясение. Оборудование системы OTW размещено в здании спецкорпуса в помещениях, строительная часть которых рассчитана на максимальное проектное землетрясение и ударную волну.

Контроль и управление технологическими параметрами системы OTW предусматривается с автоматизированного рабочего места оператора, расположенного на щите СВО.

Отказы и нарушения в работе системы не приводят к превышению пределов и условий безопасной эксплуатации АЭС.

Технические и организационные решения, принятые для обеспечения безопасности эксплуатации системы OTW, апробированы прежним опытом проектирования, испытаниями, исследованиями, а также подтверждены опытом эксплуатации подобных систем на действующих АЭС России.

Данных по отказам в системе промежуточного хранения жидких радиоактивных отходов на эксплуатируемых энергоблоках унифицированных АЭС с РУ В-320 не

имеется. Система OTW соответствует аналогичной системе проекта унифицированной АЭС с РУ В-320.

Жидкие радиоактивные отходы, накопленные и выдержанные в течение трех месяцев для распада короткоживущих радионуклидов в баках хранилища жидких отходов спецкорпуса, для более безопасного хранения, и обеспечения возможности вывоза на окончательное захоронение, подвергаются отверждению.

Установка отверждения позволяет перерабатывать различные по составу жидкие отходы:

- кубовый остаток с солесодержанием 200 г/л, активностью $3,7 \cdot 10^7$ Бк/л получающийся после переработки на выпарных установках трапных вод, вод спецпрачечной и душевых;

- радиоактивную пульпу (ионообменных смол и шлама) активностью до $1 \cdot 3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л. Установка отверждения жидких радиоактивных отходов методом глубокого упаривания (внедрена с первым энергоблоком Балаковской АЭС). На Балаковской АЭС реализована концепция длительного (до 50 лет) хранения отвержденных РАО. В дальнейшем, РАО будут направляться для размещения в пунктах долговременного хранения радиоактивных отходов, пунктах временного хранения радиоактивных отходов, находящихся в федеральной собственности или в собственности Национального оператора (ГК «Росатом»).

Системы обращения с твердыми радиоактивными отходами

Для обеспечения безопасности АЭС при обращении с твердыми радиоактивными отходами проектом предусмотрены специальные мероприятия.

К твердым радиоактивным отходам относятся: загрязненное демонтированное оборудование, трубопроводы и арматура контуров, загрязненный инструмент, использованные средства индивидуальной защиты, отработанные фильтры и фильтрующие материалы систем вентиляции, теплоизоляционный материал, древесина, обтирочный материал, спецодежда, бумага, резина, датчики КИП и А, ил очистных сооружений. К твердым радиоактивным отходам также относятся отвержденные жидкие радиоактивные отходы, Твердые радиоактивные отходы сортируются и/или образуются в местах их образования по категориям: очень низкоактивные, низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные.

Очень низкоактивные твердые радиоактивные отходы дополнительно сортируются по методам переработки и направляются на: «сжигание», «прессование», «неперерабатываемые».

Радиационная защита обслуживающего персонала и исключение радиоактивного загрязнения окружающей среды в системе обращения с твердыми радиоактивными отходами обеспечивается:

- специальным оборудованием обращения с твердыми радиоактивными отходами (контейнерами, транспортными средствами и т.д.);
- средствами механизации перегрузочных работ радиоактивных отходов;
- дезактивацией помещений, оборудования, транспортных средств;

- средствами радиационного контроля.

Конструкция контейнеров предусматривает возможность механизированной погрузки и разгрузки их грузоподъемными механизмами. Биозащита контейнеров обеспечивает мощность дозы излучения на расстоянии 1 м от сборника с радиоактивными отходами не более 0,1 мЗв/ч.

Перерабатываемые твердые радиоактивные отходы из мест образования (реакторных отделений, спецкорпуса и т.д.) транспортируются в контейнерах с помощью электрифицированного напольного транспорта (электропогрузчика, электрической тележки) в здание переработки отдельно стоящего ХТРО, в котором отходы перерабатываются (сжигаются, прессуются, измельчаются) и размещаются на промежуточное хранение.

Характеристики РАО, подлежащих переработке в ЦОО Балаковской АЭС

ЦОО предназначен для переработки ранее накопленных и вновь образованных очень низкоактивных радиоактивных отходов, с целью сокращения объема ТРО и перевода их в конечный продукт, обеспечивающий предотвращение распространения радионуклидов в окружающую среду.

В результате переработки ТРО в ЦОО Балаковской АЭС образуется сертифицированная упаковка твердых и отвержденных (цементированных) радиоактивных отходов.

Основными способами переработки ТРО на оборудовании ЦОО Балаковской АЭС, обеспечивающими последовательное приведение их в форму, пригодную для захоронения, являются сортировка, сжигание, прессование и цементирование РАО.

По результатам переработки ТРО с получением цементного компаунда составляется отдельный сопроводительный документ на каждую упаковку РАО, сформированную после переработки.

В случае, если отдельные исходные характеристики ТРО, зафиксированные по данным входного контроля, не изменяются в процессе цементирования, выходные данные приводятся в сопроводительном документе на основании данных входного контроля с учетом операций, предусмотренных при контроле технологического процесса и выходного контроля.

Хранение высокоактивных РАО в ХТРО спецкорпуса

Для обращения и организованного хранения твердых высокоактивных отходов в ХТРО спецкорпуса используется «Комплект оборудования для организованного хранения твердых высокоактивных отходов».

Ячейки хранения высокоактивных ТРО оборудуются стационарными направляющими конструкциями, которые обеспечивают надежную установку металлических капсул друг на друга.

Для выполнения транспортно-перегрузочных операций с оборудованием ХТРО спецкорпуса в помещении обслуживания ячеек установлен электрический мостовой кран грузоподъемностью 16,5 т.

Радиационная защита обслуживающего персонала и охрана окружающей среды обеспечивается:

- применением специального оборудования обращения с высокоактивными ТРО, выполненного по 3-му классу безопасности, что исключает аварии, связанные с выходом радиоактивных веществ в производственные помещения;
- применением в технологии биозащиты, дистанционным обслуживанием и управлением процесса;
- конструкцией хранилища, обеспечивающей биозащиту;
- ограничением времени пребывания персонала при работе с радиоактивными отходами;
- средствами радиационного контроля;
- дезактивацией оборудования и помещений.

Хранение очень низкоактивных, низко- и среднеактивных

На Балаковской АЭС имеются следующие хранилища твёрдых радиоактивных отходов:

- «Хранилище РАО в спецкорпусе» (далее - ХТРО СК);
- «Хранилище твердых радиоактивных отходов» (далее - ХТРО);
- «ХТРО. Расширение хранилища твердых радиоактивных отходов» (далее - ХТРО-Р);
- «Здание хранения отработанных парогенераторов» (далее - ХПГ).

В зависимости от категории, отходы транспортируются на установку сортировки Центра обработки радиоактивных отходов или на промежуточное хранение в хранилища ТРО.

ТРО сортируются по уровню активности (очень низкоактивные радиоактивные отходы (ОНАО), низкоактивные (НАО), среднеактивные (САО) и высокоактивные (ВАО)), по способу дальнейшей переработки на сжигаемые, прессуемые и неперерабатываемые по месту их сбора путём загрузки в соответствующие контейнеры. МРАО (металлические РАО) образуются в результате проведения работ по реконструкции, модернизации, ремонту и продлению срока эксплуатации энергоблоков (далее - ПСЭ).

Для обеспечения безопасного обращения с ТРО предусмотрены защитные контейнеры.

Конструкция контейнеров предусматривает возможность механизированной погрузки и разгрузки их грузоподъемными механизмами. Биозащита контейнеров обеспечивает мощность дозы излучения на расстоянии 1 м от сборника с радиоактивными отходами не более 0,1 мГр/ч.

ОНАО транспортируются в специальных контейнерах при помощи электрического напольного транспорта в центр обработки отходов и далее в хранилище радиоактивных отходов.

НАО и САО транспортируются в специальных контейнерах при помощи электрического напольного транспорта в хранилище радиоактивных отходов.

Перед отправкой к месту хранения (в хранилища ТРО), контейнеры с ТРО

проходят радиационный контроль, и в случае необходимости, производится обмывка наружных поверхностей контейнера дезактивирующими растворами в коридоре реакторного отделения или в узле дезактивации спецкорпуса.

В ХТРО, ХТРО-Р предусматривается хранение ОНАО, НАО, САО, ВАО и РАО в виде ОЗРИ IV и V категории радиационной опасности. В хранилище ТРО СК предусматривается хранение САО и ВАО.

Учетной единицей РАО в виде ОЗРИ IV и V категории радиационной опасности является отдельный ОЗРИ. В качестве идентификатора учетной единицы используется заводской номер, нанесенный на корпус и указанный в паспорте ЗРИ.

В качестве места промежуточного хранения РАО в виде ОЗРИ IV и V категории радиационной опасности используется ячейка 2Х-101/4-1, предназначенная для промежуточного хранения среднеактивных РАО, (письмо ОАО «НИАЭП» от 22.03.2013 № 40-400-5/10859 «О подтверждении возможности размещения на хранение ОЗРИ переведенных в категорию РАО», в хранилищах ТРО Балаковской АЭС, выполненных по проектам № А-56934 (ХТРО) и № А-63121 (ХТРО-Р)).

Для обеспечения доступа к учетным единицам размещение других РАО в данной ячейке не допускается.

На каждую бочку, содержащую РАО в виде ОЗРИ IV и V категории радиационной опасности, устанавливается пломбирочное устройство.

Контейнеры с отходами с помощью электрических кранов и специальных приспособлений (плиты-кондуктора, шиберов, загрузочного устройства, захватов, клетей) разгружаются в ячейки хранилища

До ввода в эксплуатацию установки загрузки и герметизации НЗК приведение РАО в соответствие с критериями приемлемости для захоронения и обеспечение передачи на захоронение осуществляется с привлечением специализированных организаций по обращению с РАО.

В ячейках хранилища выполнен поддон из нержавеющей стали с отбортовкой 1000 мм. Сбор и удаление влаги из хранилищ ХПГ, ХТРО СК и расширяемой части ХТРО осуществляется через дренажные каналы, прямки, трубопроводы в систему спецканализации с помощью дренажных насосов. Сбор и удаление влаги из ХТРО осуществляется по результатам периодических осмотров (но не реже одного раза в месяц) с помощью переносных дренажных насосов и сливом в существующую систему спецканализации ЗКД с помощью гибких рукавов и шлангов.

Дезактивация внутренних поверхностей хранилищ выполняется с использованием водных растворов химических реагентов на основе поверхностно-активных веществ, щелочей и кислот.

Для контроля за состоянием грунтовых вод по периметру хранилища закладываются наблюдательные скважины.

Системы обращения с газообразными радиоактивными отходами

В режиме нормальной эксплуатации станции основными источниками газоаэрозольного загрязнения воздуха помещений зоны контролируемого доступа

являются возможные протечки жидких радиоактивных сред из технологического оборудования систем станции; кроме того, возможен выход радиоактивных газов и аэрозолей при вскрытии отдельного оборудования и при операциях, связанных с резкой, сваркой, зачисткой поверхностей загрязненного оборудования и трубопроводов при их ремонте и обслуживании.

Оборудование, содержащее активные среды, которые могут при протечках выходить в помещения, размещается, как правило, в необслуживаемых помещениях. Вследствие малости проектных протечек, величины выхода активности этим путем невелики и не приводят к существенному загрязнению воздушного пространства ЗКД, тем более, при наличии вентиляции этих помещений.

Выход активных сред в помещение приводит к переходу в вентилируемый воздух помещения некоторого количества активных примесей, которые по вентиляционному тракту, содержащему комплекс фильтров, могут в незначительном количестве попадать в атмосферу.

Другим важным источником формирования и выхода газообразных активных веществ являются сдувки с оборудования – бакового хозяйства реакторного отделения и спецкорпуса, емкостей гидровыгрузки фильтров, поступление газов (ИРГ) из деаэратора системы продувки – подпитки первого контура. Последнее из перечисленных групп оборудования является основным по значимости источником формирования газовых выбросов станции. Газовые сдувки деаэратора (в деаэратор также направляются сдувки из баков слива первого контура) проходят очистку в системе спецгазоочистки (СГО).

Тракты вытяжной вентиляции зон контролируемого доступа РО и СК, объединенные по группам помещений, оснащены газоаэрозольными и йодными фильтрами, эффективность которых в процессе эксплуатации непрерывно контролируется; фильтровальные системы имеют «резервные нитки», на которые при необходимости могут быть переключены воздушные потоки вытяжной вентиляции.

Полный выход активности вентвыбросов контролируется техническими средствами радиационного контроля выбросов, размещенными в венттрубах.

Система спецгазоочистки

Система очистки газовых сдувок TS20 состоит из трех одинаковых взаимозаменяемых ниток (основной, вспомогательной и резервной). Сдувки из деаэратора продувки-подпитки через систему дожигания водорода производятся в отдельную (основную) нитку системы TS20 для достижения максимальной степени очистки и снижения выброса радиоактивности.

Сдувки из приемка организованных протечек и баков грязного конденсата производятся во вспомогательную нитку системы TS20. Очистка газовых сдувок от аэрозольных радиоактивных частиц осуществляется аэрозольными фильтрами с фильтрующим материалом из стекловолокна. Очистка сдувок от соединений газообразного радиоактивного йода и инертных радиоактивных газов производится фильтрами-адсорберами, наполненными активированным и импрегнированным углем.

При этом следует отметить, что эффективность очистки на фильтрах-адсорберах связана с расходом - снижение расхода через фильтры-адсорберы приводит к резкому увеличению степени очистки.

Система функционирует во всех режимах нормальной эксплуатации блока, включая пуск и останов.

Нормальное функционирование системы характеризуется снижением концентрации ИРГ (на выходе) на 2-2,5 порядка. Система вытяжной вентиляции ЗКД Защита персонала осуществляется за счет создания направленного потока воздуха и удаления его из более грязных помещений.

Защита окружающей среды достигается путем очистки от радиоактивных загрязнений выбрасываемого в атмосферу воздуха из помещений зоны контролируемого доступа через высотную вентиляционную трубу.

В основу решений по системам вентиляции заложен принцип отдельной вентиляции зон свободного и контролируемого доступа, исключающей поступление воздуха из зоны контролируемого доступа в зону свободного доступа.

В зависимости от назначения помещения и степени его загрязнения в помещениях зоны контролируемого доступа поддерживается разрежение разных значений. Разрежение в помещениях поддерживается следующими вытяжными системами, оснащенными фильтрами:

- TL22 – создание разрежения не менее 200 Па в герметичных помещениях реакторного зала;

- TL23, TL29 – создание разрежения не менее 50 Па в помещениях зоны контролируемого доступа с наличием в воздухе радиоактивных загрязнений.

Технические решения для систем вентиляции помещений зоны контролируемого доступа направлены на максимальное сокращение объемов вытяжного воздуха, выбрасываемого в вентиляционную трубу, за счет использования рециркуляционных систем охлаждения и очистки.

Применение рециркуляционной системы TL02 с очисткой воздуха помещений гермозоны от радиоактивных аэрозольных и йодных загрязнений и постоянная продувка помещений гермозоны системой TL22 исключает накопление долгоживущих продуктов деления в атмосфере оболочки, на поверхности оборудования и строительных конструкциях.

Удаление воздуха из гермозоны при перегрузке и проведении ППР осуществляется ремонтно-аварийной системой TL21.

Для снижения активности газоаэрозольного вентиляционного выброса в атмосферу на вытяжных системах реакторного отделения (TL21, TL22, TL23, TL28) предусматриваются фильтровальные станции.

Эффективность очистки воздуха на фильтровальных станциях:

- от радиоактивных аэрозольных частиц, не менее 99,97%;
- от молекулярного йода, не менее 99,9%;
- от органических соединений йода, не менее 99%.

В вытяжных системах с очисткой воздуха (TL21, TL22, TL23, TL28, TL29) воздухопроводы на всей трассе до и после фильтров находятся под разрежением, что исключает неорганизованные утечки загрязненного воздуха в помещения, по которым проходят воздухопроводы, даже в случае наличия дефекта воздухопроводов.

Для осуществления возможности дистанционного контроля за работой фильтровальной станции на воздухопроводах предусматриваются штуцера для присоединения контрольно-измерительных приборов.

Контролируются следующие параметры:

- перепад давления очищаемого воздуха отдельно на коллекторах элементов очистки;
- расход очищаемого воздуха;
- температура очищаемого воздуха;
- активность воздуха по аэрозолям, йодам и радиоактивным газам до и после фильтровальной установки;
- влажность воздуха, поступающего на йодные фильтры.

Нормальное функционирование систем TL21 – вытяжная система работает в режиме ППР и перегрузочных работах совместно с приточной TL41, в после аварийном режиме – в режиме рециркуляционной очистки.

TL02 – рециркуляционная система работает в режиме нормальной эксплуатации энергоблока и в после аварийный период.

TL22 – вытяжная система работает в режиме нормальной эксплуатации и отключается при повышении давления под оболочкой.

TL23 – вытяжная система работает в режиме нормальной эксплуатации и при необходимости, в режиме ремонтных работ для обеспечения нормируемых воздухообменов.

Функционирование систем при отказах TL02, TL23, TL28, TL29 выполняют функции систем нормальной эксплуатации, при выходе из строя рабочей установки включается резервная.

Контроль газоаэрозольных выбросов

На АЭС применяется как автоматизированный, так и лабораторный контроль газо-аэрозольных выбросов. Автоматизированный радиационный контроль воздуха систем вентиляции и воздуха, удаляемого через венттрубы энергоблоков №№1-4 и спецкорпуса АЭС, осуществляется с помощью специализированных устройств и блоков детектирования.

Лабораторный контроль основан на пропускании исследуемой воздушной среды через аналитические фильтры с последующим измерением их активности на γ -спектрометрической установке в лабораторных условиях.

Лабораторный контроль газоаэрозольных выбросов в атмосферу через венттрубы РО энергоблоков №1, №2, №3, №4 и СК проводит лаборатория Аналитической группы ОРБ.

Выводы

Система обращения с РАО Балаковской АЭС представляет собой комплекс технологических и организационных мероприятий по обращению с жидкими и твердыми радиоактивными отходами. Указанный комплекс включает в себя сбор, промежуточное хранение и отверждение ЖРО, промежуточное хранение отвержденных ЖРО, сбор, сортировку, переработку, упаковку и хранение ТРО, образующихся как в процессе нормальной эксплуатации АЭС (включая период проведения ремонтных работ) и при проектных авариях.

Система обращения с РАО соответствует требованиям нормативно-технических документов, регламентирующих указанную деятельность.

Деятельность Балаковской АЭС в части обращения с РАО осуществляется в рамках условий действия лицензий Ростехнадзора на эксплуатацию энергоблоков АЭС.

Персонал, осуществляющий деятельность по обращению с радиоактивными отходами, их учет и контроль, проходит обучение и поддержание квалификации установленным порядком. Лица, ответственные за эксплуатацию оборудования, содержащее РАО, осуществляющие учет и контроль РАО, имеют разрешения Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на право ведения работ в ОИАЭ.

6. Сведения о получении положительных заключений и (или) документов согласований органов федерального надзора и контроля по обоснованиям лицензий на осуществление деятельности в области использования атомной энергии

1. Лицензия № ГН-03-101-2395 от 29.06.2010 на эксплуатацию ядерной установки (объект, на котором проводится заявленная деятельность: энергоблок № 4 Балаковской атомной электрической станции);
2. Лицензия ВХ-00-014714 от 23.04.2014 на эксплуатацию взрывопожароопасных и химически опасных производственных объектов I, II и III классов опасности (приложение 8.2.15);
3. Лицензия ВО-(03-206; 03-207; 03-209) 2929 на эксплуатацию радиационных источников (установок, аппаратов и изделий, в которых содержатся радиоактивные вещества) (приложение 8.2.14);
4. Лицензия ГН-03-205-3259 на эксплуатацию радиационных источников (Центр обработки отходов Балаковской АЭС) (приложение 8.2.14);
5. Лицензия СРТ 01757 ВР от 30.12.2015 г. на право пользования недрами (приложение 8.2.12);
6. Лицензия СРТ 01324 ПД от 28.12.2009 на право пользования недрами (строительство и эксплуатация промышленных зданий и энергоблоков) (приложение 8.2.12);
7. Лицензия 077 149 от 17.09.2018 г. на осуществление деятельности по сбору, транспортированию, обработке, утилизации, обезвреживанию, размещению отходов I-IV классов опасности (приложение 8.2.11);
8. Лицензия Р/2018/3549/100/Л от 02.04.2018 г. на осуществление деятельности в области гидрометеорологии и смежных с ней областях (приложение 8.2.13);
9. Разрешение 178-00-АЭС от 23.12.2016 на эксплуатацию гидротехнического сооружения (приложение 8.2.6);
10. Декларация о воздействии на окружающую среду (приложение 8.2.3);
11. Договор водопользования №64-11.01.00.015-Х-ДЗВО-Т-2018-03505/00 от 24.12.2018г. (приложение 8.2.8);
12. Решение о предоставлении водного объекта в пользование №64-11.01.00.015-Х-РСВХ-Т-2020-03979/00 от 22.06.2020г. (приложение 8.2.7);
13. Разрешение на сброс радиоактивных веществ в водные объекты № ГН-СР-0009 от 08.04.2021г. (приложение 8.2.4);
14. Разрешение на выброс радиоактивных веществ в атмосферный воздух № Р-СВ-ВУ-02-0021 от 13.12.2018г. (приложение 8.2.5).

7. Перечень нормативных и справочных материалов

1. Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»;
2. Закон Российской Федерации от 21 февраля 1992 г. № 2395-1 «О недрах»;
3. Федеральный закон от 21 декабря 1994 г. № 68-ФЗ «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера»;

4. Федеральный закон от 21 декабря 1994 г. № 69-ФЗ «О пожарной безопасности»;
 5. Федеральный закон от 3 июня 2006 г. № 74-ФЗ «Водный кодекс Российской Федерации»;
 6. Федеральный закон от 23 ноября 1995 г. № 174-ФЗ «Об экологической экспертизе»;
 7. Федеральный закон от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения»;
 8. Федеральный закон от 30 марта 1999 г. № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»;
 9. Федеральный закон от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды»;
 10. Федеральный закон от 1 декабря 2007 г. № 317-ФЗ «О государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»;
 11. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»;
 12. Федеральный закон от 4 мая 1999 г. № 96-ФЗ «Об охране атмосферного воздуха»;
- Нормативные правовые акты Правительства Российской Федерации
13. Постановление Правительства РФ от 7 ноября 2020 г. № 1796 «Об утверждении Положения о порядке проведения государственной экологической экспертизы»;
 14. Постановление Правительства РФ от 28 января 1997 г. № 93 «О порядке разработки радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий»;
 15. Постановление Правительства Российской Федерации от 12 марта 1997 г. № 289 «Об определении территорий, прилегающих к особо радиационно-опасным и ядерно-опасным производствам и объектам, и о формировании и использовании централизованных средств на финансирование мероприятий по социальной защите населения, проживающего на указанных территориях, а также на финансирование развития социальной инфраструктуры этих территорий в соответствии с Федеральным законом «О финансировании особо радиационно-опасных и ядерно-опасных производств и объектов»;
 16. Постановление Правительства РФ от 29 марта 2013 г. № 280 «О лицензировании деятельности в области использования атомной энергии»;
 17. Постановление Правительства Российской Федерации от 15 июня 2016 г. № 542 «О порядке организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов»;
 18. Постановление Правительства РФ от 30 июля 2004 г. № 401 «О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору»;

19. Постановление Правительства РФ от 3 июля 2006 г. № 412 «О федеральных органах исполнительной власти и уполномоченных организациях, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии»;

20. Распоряжение Правительства РФ от 14 сентября 2009 г. № 1311-р «Об утверждении перечня организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты»;

21. Постановление Правительства Российской Федерации от 25.04.2012 № 390 «О противопожарном режиме»;

22. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов»;

23. Постановление Правительства Российской Федерации от 15 июня 2016 г. № 542 «Положение об организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов»;

24. Постановление Правительства РФ от 30 декабря 2012 г. № 1494 «Об утверждении Положения об отнесении объектов использования атомной энергии к отдельным категориям и определении состава и границ таких объектов»;

25. Распоряжение Правительства Российской Федерации от 01 августа 2016 г. № 1634-р «Об утверждении схемы территориального планирования Российской Федерации в области энергетики»;

26. Постановление Правительства Российской Федерации от 10 июля 2014 г. № 639 «О государственном мониторинге радиационной обстановки на территории Российской Федерации»;

27. Приказ Минприроды России от 08.12.2020 № 1028 «Об утверждении Порядка учета в области обращения с отходами»

Санитарные документы

28. СП 2.6.1.2612-10. Санитарные правила и нормативы. «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)»;

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

30. СП 12.13130.2009 «Определение категорий помещений, зданий и наружных установок по взрывопожарной и пожарной опасности» (Изменение №1);

31. СП 51.13330.2011 «Защита от шума. Актуализированная редакция СНиП 23-03-2003»;

32. СП 32.13330.2018 «Канализация. Наружные сети и сооружения. СНиП 2.04.03-85 (с Изменением № 1)»;

33. СП 2.6.1.2216-07. «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ»;

34. СанПиН 1.2.3685-21 «Гигиенические нормативы и требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания»;

35. СанПиН 2.1.3684-21 «Санитарно-эпидемиологические требования к содержанию территорий городских и сельских поселений, к водным объектам, питьевой воде и питьевому водоснабжению населения, атмосферному воздуху, почвам, жилым помещениям, эксплуатации производственных, общественных помещений, организации и проведению санитарно-противоэпидемических (профилактических) мероприятий»;

36. Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций (ПРБ АС-99). СП 2.6.1.28-2000;

37. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). Санитарные правила и гигиенические нормативы СанПиН 2.6.1.24-03

Федеральные нормы и правила

38. НП-019-15 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности»;

39. НП-020-15 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности»;

40. НП-058-14 «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения»;

41. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности" (НП-021-15);

42. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций" (НП-002-15)

ГОСТы, СНИПы и др.

43. РБ 019-18 «Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Оценка исходной сейсмичности района и площадки размещения объекта использования атомной энергии при инженерных изысканиях и исследованиях»;

44. ГОСТ Р 51769-2001 «Ресурсосбережение. Обращение с отходами. Документирование и регулирование деятельности по обращению с отходами производства и потребления. Основные положения»;

45. ГОСТ Р 12.3.047-2012 ССБТ. «Пожарная безопасность технологических процессов. Общие требования. Методы контроля»;

46. СНИП 23-03-2003 «Защита от шума»;

47. Санитарные нормы СН 2.2.4/2.1.8.562-96. «Шум на рабочих местах, в помещениях жилых и общественных зданий и на территории жилой застройки». Минздрав России, 1997 г.;

48.«Рекомендациями по расчету систем сбора, отведения и очистки поверхностного стока с селитебных территорий, площадок предприятий и определению условий выпуска его в водные объекты». ФГУП «НИИ ВОДГЕО», М., 2015;

49. СП 271.1325800.2016 Системы шумоглушения воздушного отопления, вентиляции и кондиционирования воздуха. Правила проектирования.

8. Приложения

Приложения представлены в Книге 3 настоящих Материалов.