ЛИЦЕНЗИРОВАНИЕ СООРУЖЕНИЯ

НОВЫХ БЛОКОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Краткий очерк для населения и общественности

PAKS II. ЗАО

ЛИЦЕНЗИРОВАНИЕ СООРУЖЕНИЯ НОВЫХ БЛОКОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Краткий очерк для населения и общественности

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ 4
ГЛАВА 1 – ВВЕДЕНИЕ И ОБЩЕЕ ОПИСАНИЕ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ 32
ГЛАВА 2 – ХАРАКТЕРИСТИКА ПЛОЩАДКИ АЭС 36
ГЛАВА 3 – ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ 40
ГЛАВА 5 – ПЕРВЫЙ КОНТУР И СВЯЗАННЫЕ С НИМ СИСТЕМЫ 49
ГЛАВА 6 – СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ 53
ГЛАВА 7 – СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ 56
ГЛАВА 8 – СИСТЕМЫ ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ 59
ГЛАВА 9 – ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ И ЗДАНИЯ 60
ГЛАВА 9.A.1 – ХРАНЕНИЕ И ОБРАЩЕНИЕ С ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ 60
ГЛАВА 9.A.2 – СИСТЕМЫ ВОДОСНАБЖЕНИЯ 61
ГЛАВА 9.A.3 –ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ 64
ГЛАВА 9.A.4 – СИСТЕМЫ ПОДАЧИ ВОЗДУХА И ГАЗОВ 66
ГЛАВА 9.A.5 – СИСТЕМЫ ВЕНТИЛЯЦИИ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ВОЗДУХА 68
ГЛАВА 9.A.6 – СИСТЕМЫ ПРОТИВОПОЖАРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ 69
ГЛАВА 9.A.7 – ДИЗЕЛЬГЕНЕРАТОР И ЕГО ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ 71
ГЛАВА 9.A.8 – ПРОЧИЕ ДИЗЕЛЬГЕНЕРАТОРЫ И ИХ ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ 72
ГЛАВА 9.A.9 – ПРОЧИЕ ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ 72
ГЛАВА 9.A.10 – ГРУЗОПОДЪЕМНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ 73
ГЛАВА 9.A.11 – ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЙ РЕЖИМ 73
ГЛАВА 9.B – ЗДАНИЯ И СТРОИТЕЛЬНЫЕ КОНСТРУКЦИИ 74
ГЛАВА 10 – СИСТЕМЫ ПОДАЧИ ПИТАТЕЛЬНОЙ ВОДЫ, ПАРА И ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ 76
ГЛАВА 11 – ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ 80
ГЛАВА 12 – ЗАЩИТА ОТ РАДИАЦИИ 81
ГЛАВА 13 – ЭКСПЛУАТАЦИЯ 83
ГЛАВА 14 – ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ 86
ГЛАВА 15 – АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ 87
ГЛАВА 16 – ПРЕДЕЛЫ И УСЛОВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ 91
ГЛАВА 17 – СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ 93
ГЛАВА 18 – ЭРГОНОМИКА - ПРОЕКТИРОВАНИЕ С УЧЕТОМ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО ФАКТОРА 94
ГЛАВА 19 – ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ 95
ГЛАВА 20 – УПРАВЛЕНИЕ ЧРЕЗВЫЧАЙНЫМИ СИТУАЦИЯМИ 99

ГЛАВА 21 – ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЙ ПЛАН ВЫВОДА АТОМНОЙ СТАНЦИИ И ЕЕ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ 101

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ 103

ЛИЦЕНЗИРОВАНИЕ СООРУЖЕНИЯ НОВЫХ БЛОКОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Краткий очерк для населения и общественности

ВВЕДЕНИЕ

Главная цель Закрытого Акционерного Общества Атомная Электростанция «Пакш II» (ЗАО Пакш II) заключается в подготовке к строительству новых энергоблоков атомной электростанции на площадке в Пакше, в получении необходимых разрешений и лицензий, в реализации проекта и последующей эксплуатации новых энергоблоков.

Реализация проекта Пакш II внесет существенный вклад в развитие национальной экономики Венгрии и в поддержание поставки безопасной, экологически чистой и доступной по цене электроэнергии.

Находящиеся в эксплуатации энергоблоки атомной электростанции генерируют половину вырабатываемой в Венгрии электроэнергии и обеспечивают одну треть от потребляемого электричества. Однако, срок службы этих энергоблоков заканчивается в 2030-е гг. Два новых блока на площадке в Пакше должны впоследствии заменить энергетическую мощность энергоблоков, которые будут выведены из эксплуатации.

Строительство новых энергоблоков атомной станции является самым крупным промышленным проектом века в Венгрии. Пиковый период строительства обеспечит рабочими местами около десяти тысяч человек, однако, еще 10-15 тысяч человек по всей стране будут косвенно задействованы в выполнении работ по проекту.

Цель ЗАО Пакш II – построить такую безопасную и отвечающую самым современным техническим требованиям атомную электростанцию, которая на протяжении многих десятилетий сможет вносить свой вклад в обеспечение Венгрии экологически чистой электроэнергией, и даст толчок развитию промышленности, торговли и образования.

В настоящий момент в Пакше ведется подготовка к строительству двух новых водо-водяных энергоблоков ВВЭР-1200 электрической мощностью 1200 МВт на основании соглашений на реализацию, подписанных 9 декабря 2014 года. Для реализации проекта требуется получение более 6000 лицензий и разрешений, из числа которых следует отдельно упомянуть так называемые разрешения на уровне объекта (экологическая лицензия, лицензия на площадку, лицензия на реализацию, лицензия на ввод в эксплуатацию и лицензия на эксплуатацию).

Экологическую лицензию проект Пакш II получил 29 сентября 2016 года, а лицензию на площадку – 30 марта 2017 года. Важно подчеркнуть, что секретариат международной Конвенции Эспоо квалифицировал процедуру оценки воздействия проекта Пакш II на окружающую среду как «хорошую практику», являющуюся примером для подражания.

Следующей важнейшей вехой в реализации проекта станет лицензия на реализацию, выдаваемая Венгерским Государственным Ведомством по Атомной Энергии. После получения этой лицензии, проект Пакш II сможет получить дальнейшие лицензии и разрешения, на основании которых могут быть начаты работы по строительству, изготовлению оборудования, закупке и монтажу.

ЗАО Пакш II всегда уделял большое внимание прямой и открытой коммуникации, поскольку, по нашему мнению, данный проект окажет воздействие на всю национальную экономику, в особенности на долгосрочную перспективу выработки и поставки электроэнергии. Этот очерк подготовлен с учетом всех вышеупомянутых аспектов. Цель подготовленного буклета – понятным языком рассказать читателям, не имеющим глубоких технических знаний, об энергоблоках ВВЭР-1200, строительство которых запланировано в Пакше, и познакомить их с Предварительным отчетом по обоснованию безопасности, обосновывающим заявление на получение лицензии на реализацию.

ЭНЕРГОБЛОК ВВЭР-1200 ПОКОЛЕНИЯ 3+

Энергоблок ВВЭР-1200, разработанный концерном Росатом, относится к усовершенствованным энергоблокам третьего поколения, представляющим самый распространенный в мире тип энергоблоков с водо-водяными реакторами с водой под давлением. На водо-водяных энергоблоках тепловая энергия, генерируемая при помощи размещенных в корпусе реактора тепловыделяющих элементов, отводится с использованием водяного теплоносителя под большим давлением.

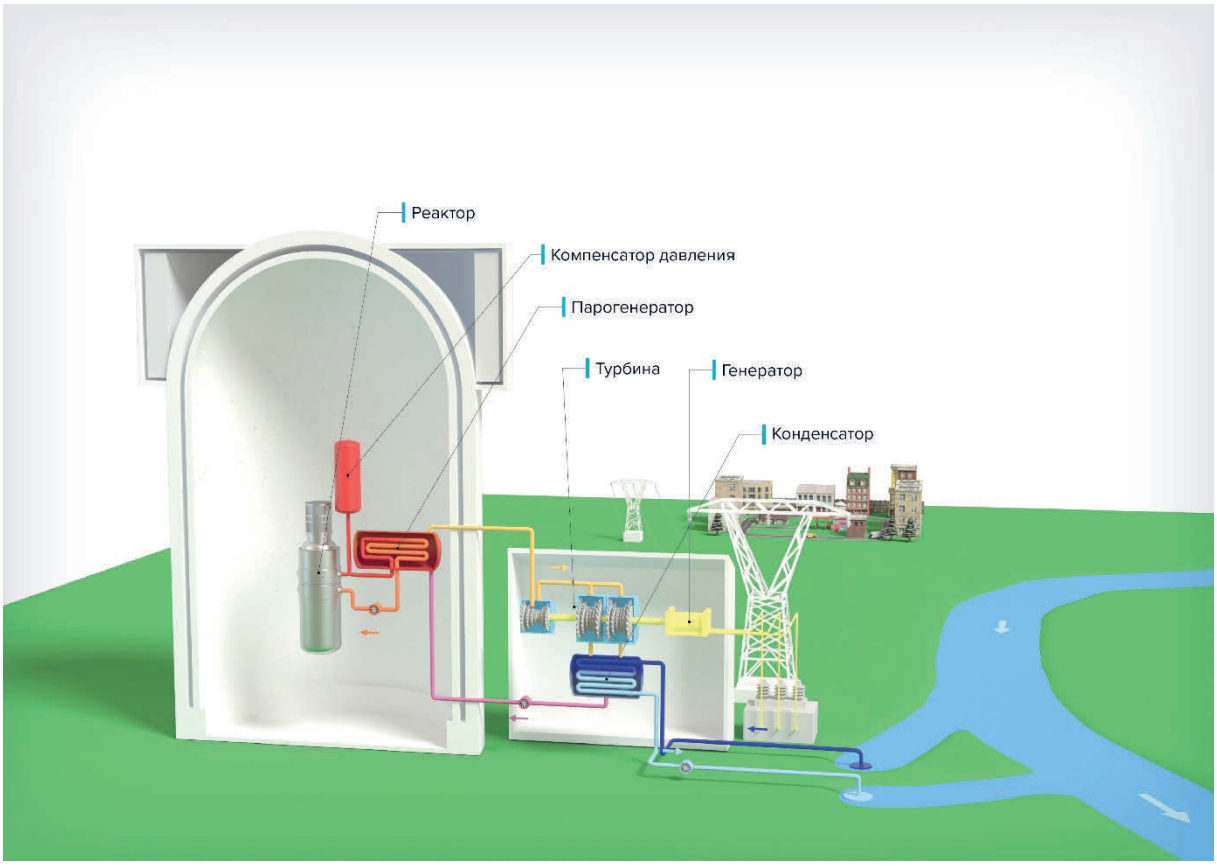
В энергетических реакторах с водой под давлением источником энергии является контролируемая цепная реакция, протекающая в тепловыделяющих элементах, размещенных в активной зоне. В ходе цепной реакции из атомных ядер урана-235 под воздействием медленных (тепловых) нейтронов образуются продукты деления и быстро делящиеся нейтроны. Большую часть энергии, высвобождаемой при делении ядра, забирают делящиеся нуклиды в форме кинетической энергии. Делящиеся ядра – при столкновении с атомами топлива – теряют энергию, появляющуюся в виде тепла. Вода выполняет двойную функцию: с одной стороны, она выступает в качестве замедлителя, способствующего тому, что образовавшиеся быстрые делящиеся нейтроны теряют свою энергию при столкновении с атомными ядрами атомов водорода и приводят к образованию медленных (тепловых) нейтронов; с другой стороны, вода обеспечивает отвод тепла, образующегося в процессе ядерного деления, охлаждение тепловыделяющих элементов и передачу на парогенератор тепловой энергии, необходимой для генерирования электроэнергии.

По причинам, связанным с безопасностью, в энергетических реакторах с водой под давлением технологический процесс выработки электроэнергии разделен на две части: на первый контур и второй контур. Теплоноситель первого контура, вступающий в контакт с активной зоной реактора и его конструкционными элементами, содержит небольшое количество радиоактивных материалов. Второй контур физически изолирован от первого контура, что гарантирует невозможность попадания радиоактивных материалов во второй контур. Граница между первым и вторым

контуром проходит по парогенератору, а внутри парогенератора – по нескольким тысячам теплообменных трубок.

Тепловая энергия, произведенная в реакторе и перенесенная теплоносителем первого контура, вырабатывает пар в относящейся ко второму контуру части парогенератора. Перегретый пар высокого давления, произведенный во втором контуре, передается на паровую турбину, где он – расширяясь – воздействует на ротор турбины. Турбогенератор, находящийся на одной оси с паровой турбиной, преобразует механическую энергию вращательного движения в электрическую энергию на основе принципа магнитной индукции.

В конечном итоге, проходящий через турбину пар – охлаждаемый в случае новых энергоблоков в Пакше водой из Дуная – попадает в конденсаторы, где он охлаждается и конденсируется, улучшая эффективность термодинамического цикла. Конденсат через систему питательной воды попадает в парогенераторы, замыкая, таким образом, цикл.



Принципиальная схема работы атомной станции

Энергоблоки третьего поколения появились в промышленной эксплуатации в 2000-е годы; общая черта таких энергоблоков – повышение уровня безопасности с сохранением экономической конкурентоспособности. Основной целью при проектировании этих энергоблоков – после извлечения уроков из событий в атомной энергетике – стало повышение безопасности, однако, с точки зрения сохранения конкурентоспособности на рынке электроэнергии, важными факторами стали экономичная компоновка блока, применение эффективных строительных методов, улучшенный коэффициент использования установленной мощности и увеличенный срок службы.

Совершенствование энергоблоков типа ВВЭР

Опыт концерна Росатом в разработке и эксплуатации энергоблоков ВВЭР насчитывает более 40 лет. За прошедшее время было построено 72 блока типа ВВЭР (по состоянию на июнь 2020 года), в настоящий момент в различных странах мира эксплуатируются 62 энергоблока типа ВВЭР.

Первый энергоблок ВВЭР был введен в эксплуатацию в 1964 году в г. Нововоронеж. Электрическая мощность первого блока составляла 210 МВт, в то время, как электрическая мощность второго энергоблока ВВЭР - введенного в эксплуатацию там же, в Нововоронеже - составляла уже 365 МВт. Энергоблоки Нововоронежской АЭС стали основой для дальнейшего совершенствования конструкции – накопленный здесь эксплуатационный опыт сыграл важную роль в проектировании энергоблоков ВВЭР-440.

Строительство энергоблоков ВВЭР-440 было начато в 1970-е годы. Прочная и безопасная конструкция энергоблока второго поколения электрической мощностью 440 МВт позволила продлить проектный срок службы, составлявший 30 лет – большинство компаний-операторов воспользовались данной возможностью. В результате реализации проектов, нацеленных на продление срока службы, большое количество энергоблоков ВВЭР-440 находится в эксплуатации и в настоящее время. Четыре энергоблока, работающие в Пакше, представляют собой усовершенствованную, модернизированную версию данного типа. Производство электроэнергии на блоках атомной электростанции "Пакш" было начато в период с 1983 по 1987 гг.; техническое состояние и безопасность блоков АЭС "Пакш" позволили получить лицензию на продление эксплуатации блоков еще на 20 лет.

Следующим этапом в истории ВВЭР стал энергоблок ВВЭР-1000. Наряду с существенным увеличением электрической мощности, особое внимание при проектировании было уделено повышению уровня ядерной безопасности - для энергоблоков данного типа были использованы сразу несколько инновационных решений. Энергоблок ВВЭР-1000, введенный в эксплуатацию в 2007 году в г. Тяньвань (Китай), стал первым в мире энергоблоком ВВЭР-1000, реактор которого был оборудован устройством локализации расплава активной зоны. ВВЭР-1000 является самым распространенным в мире типом из семейства блоков ВВЭР, в настоящий момент (по состоянию на июнь 2020 года) в эксплуатации находится 31 блок. Совокупный опыт эксплуатации энергоблоков ВВЭР-1000, работающих в России, Украине, Чехии, Болгарии, Иране, Индии и Китае, составляющий порядка 500 реакторолет, подтвердил высокий уровень ядерной безопасности энергоблоков данного типа.

Энергоблок ВВЭР-1200 - новейший и, естественно, самый современный член семейства реакторов ВВЭР, конструкция которого основывается на нескольких десятках лет опыта эксплуатации и модернизации. Первые энергоблоки ВВЭР-1200 были введены в эксплуатацию в России: выработка электроэнергии уже ведется на двух блоках в Нововоронеже и одном блоке в Сосновом Бору, на площадке в Сосновом Бору ведется сооружение еще одного энергоблока. Наряду с проектами, реализуемыми в России, в разных уголках мира - в Финляндии, Беларуси и Турции - ведется строительство еще 11 энергоблоков данного типа.

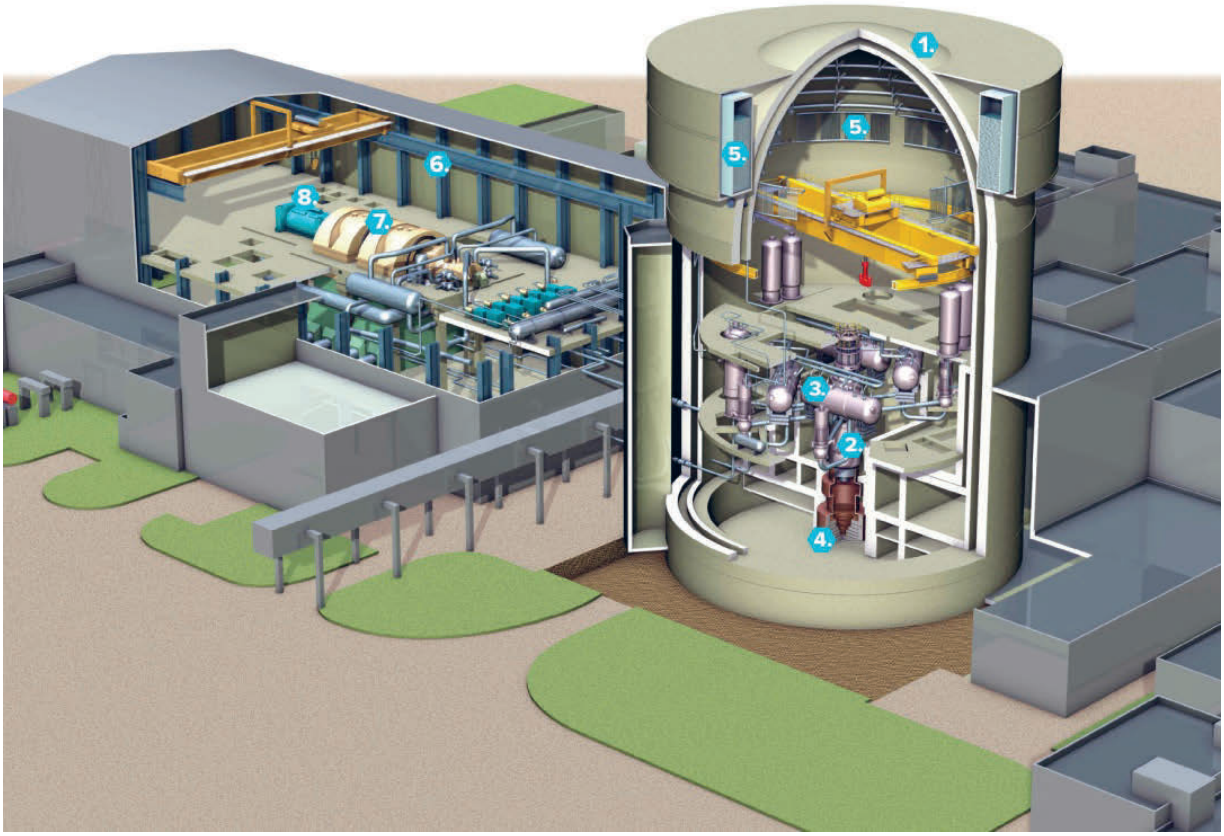
Основные характеристики энергоблока ВВЭР-1200 поколения 3+

Основные параметры безопасности и технические характеристики энергоблоков ВВЭР-1200, разработанных концерном "Росатом":

Тип реактора	водо-водяной с водой под давлением
Тепловая мощность	ок. 3220 МВт
Электрическая мощность	ок. 1200 МВт*
Топливо	U-235, с максимальным обогащением 4,95%
Количество петель циркуляции теплоносителя первого контура	4
Количество парогенераторов	4
Температура охлаждающей воды на выходе из реактора	328,9 °C
Температура охлаждающей воды на входе в реактор	298,2 °C
Давление в первом контуре	16,2 МПа
Давление во втором контуре	7 МПа
Расход теплоносителя первого контура	86000 $м^3$/ч
Паропроизводительность парогенераторов	6400 т/ч
Системы безопасности	активные и пассивные системы безопасности
Проектный срок службы	минимум, 60 лет
КИУМ (коэффициент использования установленной мощности)	>90%
КПД энергоустановки	37%
Потребление для собственных нужд	7,1%
Время, затрачиваемое на техобслуживание (для 7-летнего цикла 7)	4 x 16 дней 2 x 24 дня 1 x 30 дней
Нормативная численность эксплуатационного персонала (на электрическую мощность)	0,42 чел./МВт электроэнергии

* Номинальная электрическая мощность новых блоков в Пакше - благодаря использованию проектных турбогенераторов - составит 1262 МВт.

Принципиальная схема энергоблока ВВЭР-1200:



1. Защитная оболочка (контейнмент)
2. Корпус реактора
3. Парогенератор
4. Ловушка расплава
5. Система пассивного отвода тепла от защитной оболочки
6. Машзал
7. Турбина
8. Генератор

Энергоблок ВВЭР-1200 – наиболее важные здания и сооружения

В случае АЭС с ВВЭР-1200, оптимальным является размещение двух или более блоков на площадке. Большинство зданий и сооружений энергоблоков связаны с эксплуатацией данного блока, однако, двухблочная компоновка станции дает возможность для организации на общестанционном уровне так называемых служб поддержки эксплуатации, напрямую не связанных с эксплуатацией. Большая часть сооружений атомной станции обслуживает тот или иной конкретный блок, однако существуют и общие для блоков здания, что дает целый ряд преимуществ с точки зрения строительства и последующих эксплуатационных затрат.

Для эксплуатации энергоблоков и атомной станции в целом требуется большое количество зданий и сооружений; далее мы представим те здания, которые имеют важное значение с точки зрения безопасности и производства электроэнергии.

Защитная оболочка (контейнмент)

Контейнмент является главным зданием энергоблока, вокруг которого группируются остальные здания и конструкции так называемого «ядерного острова». С точки зрения радиационной защиты, контейнмент является частью контролируемой зоны: он служит для размещения корпуса реактора, оборудования и систем первого контура, парогенераторов, бассейна выдержки отработанных тепловыделяющих сборок, систем, обеспечивающих аварийное охлаждение, а также вспомогательного и контрольного оборудования.

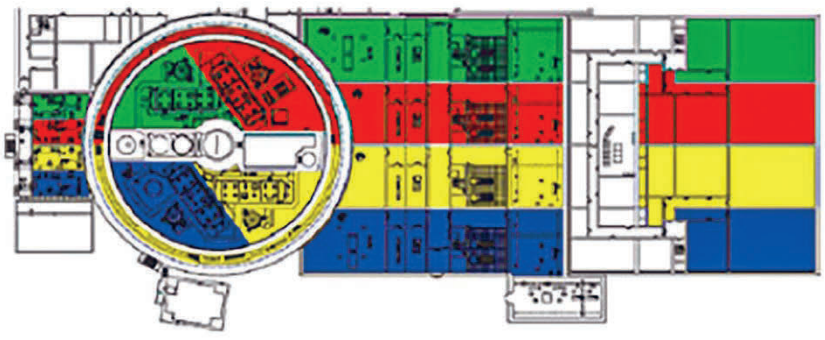
Задача двойного контейнмента, с одной стороны, заключается в изолировании от окружающей среды систем, содержащих радиоактивные материалы, а с другой стороны – в обеспечении защиты расположенных внутри контейнмента технологических систем от внешних угроз. Внешний контейнмент диаметром 52,4 метра представляет собой железобетонную конструкцию, высота которой – вместе с крышей, не имеющей какой-либо защитной функции – составляет 72 м. Толщина стены внешнего контейнера варьируется и в некоторых местах составляет несколько метров. Внутренний контейнмент представляет собой здание цилиндрической формы, увенчанное куполом, имеющее внутренний диаметр 44 м. Толщина стены внутреннего контейнмента в цилиндрической части составляет 1,2 м. Снаружи стены внутреннего контейнера, изготовленные из предварительно напряженного железобетона, покрыты стальной облицовкой толщиной 6 мм, которая обеспечивает герметичную изоляцию внутреннего пространства контейнмента от окружающей среды.

Технологическое обслуживающее здание

Технологическое обслуживающее здание служит для размещения систем, обеспечивающих защиту парогенератора от избыточного давления, арматур первого контура и трубопроводов систем питательной и подпиточной воды. Располагающиеся в здании системы будут состоять из четырех каналов безопасности, физически изолированных друг от друга.

Здание систем безопасности

Здание систем безопасности проектируется для размещения оборудования и трубопроводов систем безопасности. Четыре резервирующих и независимых канала системы безопасности будут физически изолированы друг от друга при установке в здании (в разные помещения). В здании систем безопасности будет также размещено то оборудование промконтура и технологического контура охлаждения, которое обслуживает систему охлаждения бассейна выдержки и систему отвода остаточного тепла.



Резервирующие каналы систем безопасности

Здание управления

В здании управления размещается блочный щит управления, откуда персонал будет осуществлять управление эксплуатацией и надзор за протекающими процессами. В этом

же здании будет размещен резервный щит управления, который используется для управления блоком в случае, если использование блочного щита управления по каким-либо причинам невозможно. Кроме этого, здание служит для размещения систем контроля и управления, необходимых для функционирования блочного и резервного щита управления, систем связи и связанных с ними вспомогательных систем.

Вспомогательное здание

С точки зрения радиационной защиты, вспомогательное здание является частью контролируемой зоны: здесь располагаются системы водо- и газоочистки, система обращения с радиоактивными отходами и прочее оборудование систем вентиляции контролируемой зоны.

Здание аварийного дизельгенератора

Здание служит для размещения аварийных дизельных генераторов и защиты от внешних и внутренних угроз. Дизельгенераторы обеспечивают аварийное электроснабжение для безопасной остановки, охлаждения и поддержания энергоблока в холодном остановленном состоянии, когда по каким-либо причинам происходит потеря систем нормального энергоснабжения. С целью независимого размещения четырех дизельгенераторов и их вспомогательных систем здание было разделено на четыре физически изолированных друг от друга отсека. Со зданием связана система подачи и хранения топлива для дизельгенераторов, которая способна без пополнения обеспечивать подачу топлива на дизельгенераторы на протяжении 72 часов.

Здание хранилища свежего ядерного топлива

Хранилище свежего топлива обслуживает оба блока атомной станции, поэтому оно размещается в общем для блоков здании. Здание обеспечивает защищенное и безопасное хранение свежих тепловыделяющих сборок и поглощающих стержней, необходимых для эксплуатации энергоблоков. Кроме этого, в здании находится оборудование, необходимое для подготовки перемещения свежих тепловыделяющих сборок и поглощающих стержней в пределах площадки.

Здание хранения и обращения с радиоактивными отходами

Здание хранения и обращения с радиоактивными отходами обслуживает оба энергоблока. В здании обеспечивается переработка твердых радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации энергоблоков, а также промежуточное хранение твердых и отвержденных радиоактивных отходов. Здание разделено на две части: участок переработки твердых радиоактивных отходов и участок хранения твердых радиоактивных отходов. Хранилище проектировалось так, чтобы обеспечить достаточное место для промежуточного хранения твердых и отвержденных радиоактивных отходов низкой и средней активности до отправки на захоронение в Национальное Хранилище Радиоактивных Отходов в Батаапати. Хранение твердых радиоактивных отходов высокой активности, образующихся за время эксплуатации блоков в незначительном количестве, также будет осуществляться в этом здании до момента вывода блоков из эксплуатации.

Здание турбины

В здании турбины размещается паровая турбина, турбогенератор, а также вспомогательные и обслуживающие системы, необходимые для эксплуатации. В их число входят, например, система очистки конденсата, масляные системы паровой турбины и парогенератора, или некоторое оборудование системы питательной воды.

Насосная станция и станция охлаждающей воды потребителей турбинного зала (водозаборное сооружение)

Здание водозаборного сооружения служит для размещения оборудования и систем, обеспечивающих управление и контроль процесса водозабора и отвечающих за подачу пресной воды для охлаждения конденсаторов паровой турбины энергоблока и прочего оборудования, размещенного в здании турбины. Подача пресной воды обеспечивается из Дуная через подводящий канал холодной воды.

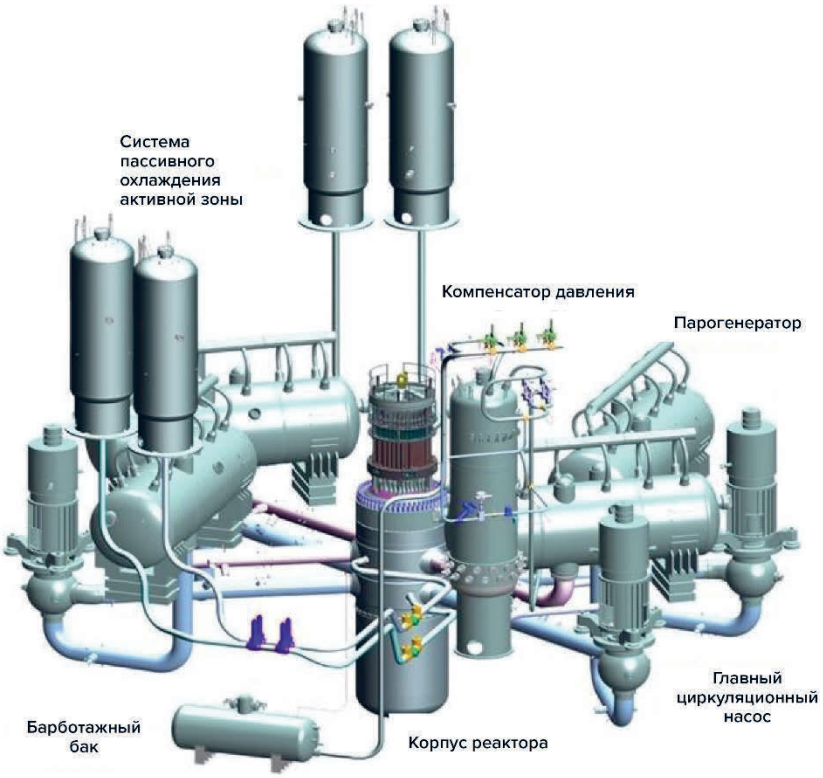
Энергоблок ВВЭР-1200 – основные системы

Для осуществления эксплуатации энергоблоков, мониторинга, управления эксплуатацией и выполнения защитных вмешательств необходимо большое количество систем и оборудования. Подавляющая часть этих систем разработана специально для применения в атомной энергетике, тогда как другая часть известна по их использованию на традиционных электростанциях, однако, из-за использования на атомной станции, проектирование этих систем осуществляется на основании жестких требований к ядерной безопасности и устойчивости к воздействию окружающей среды. К третьей группе относятся такие системы и оборудование, которые встречаются и в других отраслях промышленности или станциях (например, паровая турбина и турбогенератор), но и в их случае необходимо принимать во внимание различия, связанные с габаритами.

Ниже мы расскажем о наиболее важных системах и оборудовании энергоблока ВВЭР-1200.

Главный циркуляционный контур

Главный циркуляционный контур размещается в контейнменте. Оборудование главного циркуляционного контура включает в себя реактор, парогенераторы, главные циркуляционные насосы, главные циркуляционные петли и компенсатор давления. Главный циркуляционный контур энергоблока ВВЭР-1200 состоит из четырех петель: четыре главные циркуляционные ветви симметрично окружают реактор. Главный циркуляционный контур обеспечивает выработку тепловой энергии для системы паровой турбины и турбогенератора, расположенной во втором контуре. Граница между первым и вторым контуром проходит по поверхности теплообменных трубок парогенератора. Кроме этого, главный циркуляционный контур выполняет и другие основополагающие функции безопасности. Главный циркуляционный контур обеспечивает регулирование цепной реакции, протекающей в активной зоне реактора (функция безопасности, связанная с контролем критичности), поддерживает соответствующее и постоянное охлаждение активной зоны (функция безопасности, связанная с охлаждением активной зоны) и образует физическую границу, препятствующую выходу радиоактивных материалов, присутствующих в главном циркуляционном контуре (функция безопасности, связанная с удержанием радиоактивных материалов). Давление главного циркуляционного контура энергоблока ВВЭР-1200 составляет 16,2 МПа, а расход теплоносителя - 86000 $м^3$/ч при номинальной тепловой мощности реактора 3200 МВт.



Главный циркуляционный контур

Реактор

Реактор является главным оборудованием главного циркуляционного контура, да и всего энергоблока, с точки зрения ядерной безопасности. Соответственно, в отношении проектирования, изготовления и последующей эксплуатации реактора действуют самые жесткие требования. Основные части реактора – верхний блок, корпус реактора, расположенное внутри корпуса реактора оборудование (например, шахта реактора) и активная зона. Высота реактора составляет 14100 мм, масса - 876 тонн без учета теплоносителя.

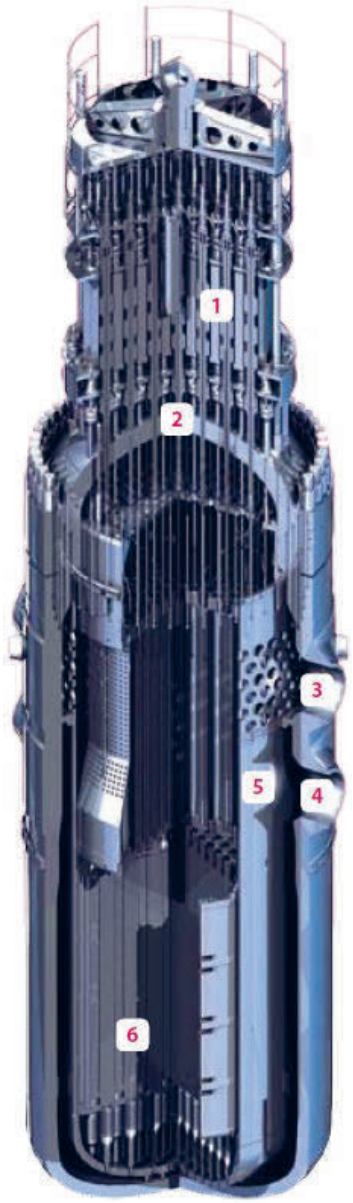
В активной зоне реактора энергоблока ВВЭР-1200 размещаются 163 тепловыделяющие сборки шестигранного профиля. Тепловыделяющая сборка состоит из 312 тепловыделяющих элементов. В герметичную оболочку тепловыделяющего элемента, изготовленную из циркониевого сплава, загружаются топливные таблетки с внутренним диаметром 7,6 мм, изготовленные из двуокиси урана с максимальным обогащением 4,95% (по U-235). Керамическая матрица двуокиси урана и герметичное закрытие оболочки тепловыделяющего элемента играют определяющую роль в ходе эксплуатации, удерживая образующиеся радиоактивные материалы в пределах топливных таблеток.

Точное регулирование мощности реактора осуществляется путем изменения концентрации борной кислоты, добавляемой в теплоноситель, на основе нейтроно-поглощающих свойств бора. Для более быстрого регулирования мощности или быстрой

остановки реактора предусмотрен 121 регулирующий стержень (поглотитель) из сплава бора и диспрозия (также обладающего хорошей способностью поглощения нейтронов).

В ходе эксплуатации энергоблока необходимо проводить регулярный контроль реактора из-за его исключительно важной роли в ядерной безопасности (например, путем неразрушающих материаловедческих испытаний).

Реактор



1. Верхний блок
2. Купол защитной оболочки реактора
3. Патрубок горячей ветви
4. Патрубок холодной ветви
5. Шахта реактора
6. Тепловыделяющие сборки

Ядерное топливо

Главные циркуляционные петли

4 главные циркуляционные петли соединяют реактор, парогенераторы и главные циркуляционные насосы, обеспечивая циркуляцию теплоносителя. Номинальный наружный диаметр главной циркуляционной петли составляет 990 мм, толщина стенки - 70 мм, общая протяженность – 146 м.

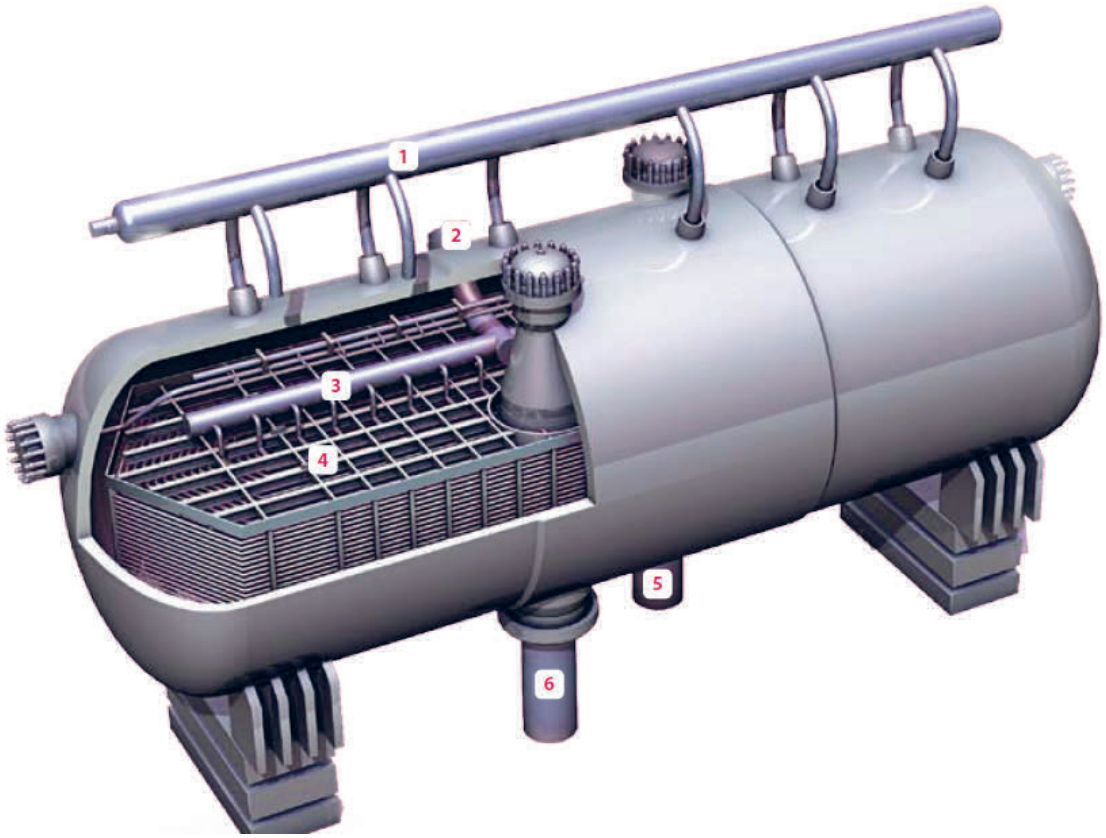
Парогенератор

В отличие от других энергоблоков с водой под давлением, где применяются вертикально расположенные парогенераторы, на энергоблоках ВВЭР по традиции используются горизонтально расположенные парогенераторы. Серьезное преимущество горизонтального расположения заключается в том, что оно позволяет существенно уменьшить коррозионные процессы, что подтверждает накопленный за несколько десятилетий опыт эксплуатации энергоблоков ВВЭР.

Используя тепловую энергию, образующуюся в активной зоне реактора, парогенератор производит перегретый сухой пар. Теплообмен в парогенераторе осуществляется через поверхность 10858 стальных теплообменных трубок с толщиной стенки 1,5 мм и диаметром 16 мм, расположенных горизонтально в U-профиле. Концы трубок приварены к внешней поверхности входного и выходного коллектора парогенератора. Теплоноситель первого контура циркулирует внутри теплообменных трубок, таким образом, радиоактивные материалы не могут попасть во вторичное пространство парогенератора и во второй контур.

Парогенераторы также играют роль в охлаждении активной зоны, поэтому подача питательной воды на генератор – наряду со стандартным путем – обеспечивается также при помощи системы аварийной питательной воды. Парогенераторы энергоблоков ВВЭР-1200 оборудованы пассивной системой отвода тепла на случай полного обесточивания энергоблока или потери подачи питательной воды на генераторы.

Парогенератор

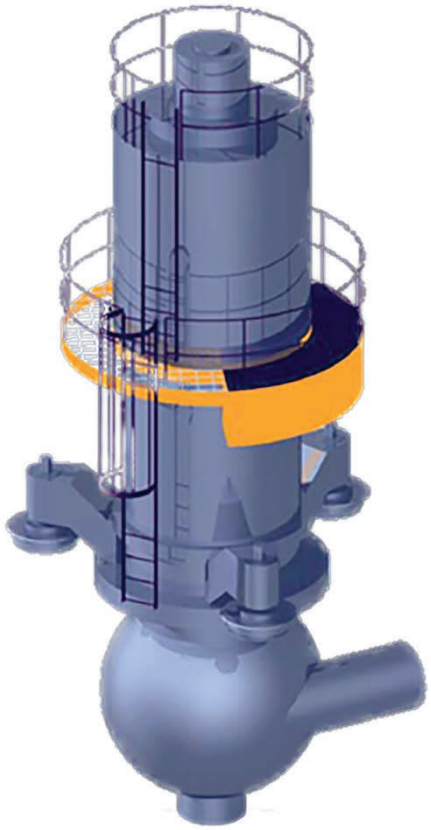


1. Паровой коллектор парогенератора
2. Подача питательной воды
3. Раздающий коллектор питательной воды
4. Теплообменные трубки
5. Коллектор горячей ветви
6. Коллектор холодной ветви

Главный циркуляционный насос

Циркуляция теплоносителя между реактором и парогенератором в каждой главной циркуляционной петле обеспечивается вертикально расположенным центрифужным насосом. При работе реактора на номинальной мощности насос обеспечивает расход теплоносителя 21500 м^3/ ч.

Для охлаждения двигателя насоса и смазки всех подшипников используется вода, что позволяет существенно снизить риск пожара.



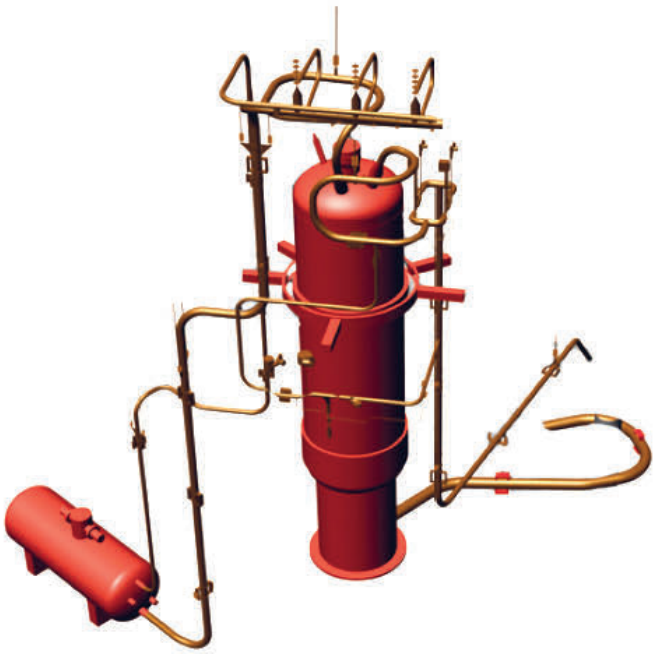
Главный циркуляционный насос

Компенсатор давления

Компенсатор давления является еще одним элементом главного циркуляционного контура, который подсоединен к главному циркуляционному контуру без возможности отсечения. Компенсатор давления обеспечивает регулирование давления в первом контуре, защиту первого контура от избыточного давления, а также компенсирует изменения в объеме теплоносителя. При запуске энергоблока компенсатор давления обеспечивает создание давления в первом контуре, а при расхолаживании первого контура – снижение давления.

Основное оборудование компенсатора давления представлено баком регулирования давления объемом 55 м^3, который во время работы энергоблока разделяется на водяное пространство и паровое пространство. Давление расположенного над водяным пространством парового пространства идентично давлению первого контура. К паровому пространству подсоединен трубопровод впрыска, через который при необходимости может впрыскиваться вода для защиты оборудования первого контура от

избыточного давления, приводя к снижению давления парового пространства и – посредством этого – давления первого контура.



Компенсатор давления

Пассивная система аварийного охлаждения активной зоны (гидроемкости)

В случае аварий, сопровождающихся потерей теплоносителя первого контура и, вследствие этого, снижением давления в первом контуре, временное охлаждение активной зоны – до момента срабатывания активных систем аварийного охлаждения активной зоны – обеспечивается с помощью гидроемкостей. К главному циркуляционному контуру энергоблока ВВЭР-1200 подсоединены 4 бака гидроемкостей. Внутреннее давление в баке поддерживает азотная подушка, расположенная над уровнем воды. В случае падения давления в главном циркуляционном контуре ниже 5,9 МПа, хранящаяся в гидроемкостях борированная вода пассивным способом – из-за того, что давление азотной подушки выше давления главного циркуляционного контура – поступит в корпус реактора, обеспечивая охлаждение активной зоны.

Гидроемкость САОЗ

Система подачи острого пара

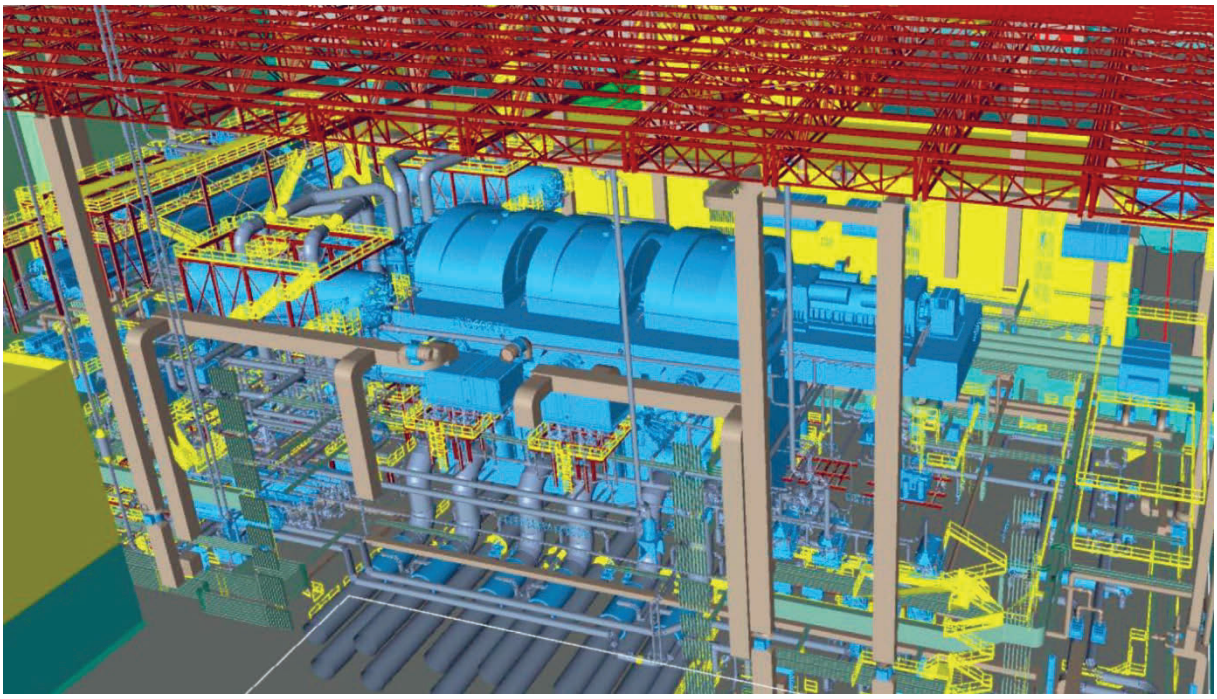
Задача системы подачи острого пара заключается в доставке на турбину перегретого пара, производимого парогенератором в количестве 6400 т/ч, с давлением 6,9 МПа и температурой 286 °C.

Система оборудована отсекающими клапанами, которые способны быстро изолировать парогенераторы от системы подачи острого пара в случае разрыва паропровода, трубопровода питательной воды или повреждения теплообменных трубок парогенератора. Система подачи острого пара оснащена быстродействующей редукционной установкой для сброса пара в атмосферу для обеспечения расхолаживания блока при нормальной эксплуатации или аварийной ситуации.

Паровая турбина

Паровая турбина преобразует перегретый пар высокого давления, поступающий с парогенераторов, в механическую энергию. Пар проходит через турбину, в процессе чего осуществляется преобразование энергии. Механическая энергия поступает на ротор паровой турбины и приводит в движение турбогенератор.

Для энергоблоков ВВЭР-1200 концерн Росатом предлагает использовать паровую турбину типа МЛЗ компании Энерго-Механика или типа ARABELLE компании General Electric. В Пакше будет использоваться турбина последнего типа. Тихоходная паровая турбина (1500 л/минуту) ARABELLE состоит из одного цилиндра высокого и среднего давления и трех цилиндров низкого давления.



Турбогенераторная установка

Турбогенератор

Турбогенератор, ротор которого находится на одном валу с ротором паровой турбины, преобразовывает механическую энергию в электрическую энергию.

Турбогенератор представляет собой четырехполюсный тихоходный (1500 л/минуту), трехфазовый синхронный агрегат (с номинальной эффективной мощностью 1270 МВт и номинальным напряжением на клеммах 24 кВ). Корпус статора и ротор турбогенератора охлаждаются с помощью непосредственного охлаждения водородом, а обмотка статора – с помощью водяного охлаждения.

К турбогенератору подключен возбудитель с вращающимися диодами; 24 кВ шинный мост обеспечивает электрическое соединение между турбогенератором и трансформатором.

Характеристики ядерной безопасности энергоблока ВВЭР-1200

При разработке энергоблоков типа ВВЭР-1200 концерн Росатом принял во внимание требования Международного Агентства по Атомной Энергии к ядерной безопасности, а также следующие выводы, сделанные в ходе анализа аварий и аварийных ситуаций в атомной энергетике:

- при полном обесточивании энергоблоков необходимо поддержание длительного охлаждения активной зоны;
- для обеспечения длительного отвода остаточного тепла наряду с первичным поглотителем тепла необходимо предусмотреть также и конечный поглотитель тепла;
- необходимо предусмотреть технические и технологические решения, позволяющие подготовиться к управлению аварией с расплавлением активной зоны, которая имеет чрезвычайно малую вероятность наступления.

Философия безопасности, применяемая на энергоблоке ВВЭР-1200, в соответствии с международными рекомендациями в области ядерной безопасности, основывается на принципе глубоко эшелонированной защиты, то есть выявление и управление потенциальными отказами и отклонениями от нормальной эксплуатации обеспечиваются не зависимыми друг от друга уровнями защиты. Еще одной определяющей характеристикой применяемой философии безопасности является внутренне присущая безопасность, которая означает, что в случае неразрешенного увеличения мощности реактора – без вмешательства человека – согласно законам физики цепная реакции при достижении определенной мощности «сама» начнет снижаться, и реактор перейдет в подкритичное состояние.

Жесткость требований к проектированию безопасности подтверждает тот факт, что для характерных для площадки в Пакше угроз природного происхождения с частотой наступления более 10^{-5}/год (с частотой повторения один раз в 100 000 лет) (например, крупное землетрясение) и внешних техногенных угроз с частотой наступления более 10^{-7}/год (с частотой повторения один раз в 10 000 000 лет) (например, падение самолета), было необходимо подтвердить, что в случае наступления таких событий может поддерживаться безопасное состояние блока. В отношении технологических отказов или ошибок при эксплуатации подтверждение должно было быть выполнено для исходных событий с частотой наступления более 10^{-6}/год (с частотой повторения один раз в 1 000 000 лет).

Результат анализов безопасности

В соответствии с международными рекомендациями и требованиями национального законодательства необходимо подтвердить выполнение требований ядерной безопасности путем проведения анализов безопасности на основании угроз, характерных для площадки в Пакше, частоты их повторяемости, а также на основании проектирования энергоблоков в Пакше и их эксплуатационных характеристик.

Результаты проведенных анализов безопасности продемонстрировали, что установленные в Кодексе о Ядерной Безопасности требования выполняются в полном объеме как в отношении выбросов в окружающую среду и связанной с ними радиационной нагрузки на население, так и в отношении вероятности наступления аварийных ситуаций.

Радиационная нагрузка, выброс радиоактивных материалов

Наряду с анализом аварий с незначительной вероятностью и тяжелых аварий с еще более незначительной вероятностью наступления, был проведен анализ и оценка ожидаемой радиационной нагрузки на персонал и радиационной нагрузки на население вследствие выбросов в окружающую среду во время нормальной эксплуатации энергоблоков. При проектировании радиационной защиты энергоблоков основополагающим был принцип ALARA (стремление к максимально низкому разумно достижимому уровню облучения).

Вследствие небольших временных затрат на техобслуживание энергоблоков, предполагаемые внешние дозы облучения будут низкими. Физические барьеры обеспечивают эффективное удержание радиоактивных материалов, образующихся в главном циркуляционном контуре. Системы спецводоочистки и газоочистки, а также аэрозольные и йодовые фильтры вентиляционных систем эффективно ограничивают распространение радиоактивного загрязнения – благодаря этому, внутренние дозы облучения также будут низкими. В целом, радиационная нагрузка на персонал – даже в случае наиболее подверженного ей персонала – будет находиться существенно ниже годового предела дозы (20 мЗв).

Величина радиоактивных выбросов в окружающую среду – в результате технических и технологических решений, обеспечивающих удержание радиоактивных материалов и ограничивающих распространение загрязнения, уже упоминавшихся в случае радиационной нагрузки на персонал – при нормальной эксплуатации находится на уровне существенно ниже тех значений выбросов, которые установлены в экологической лицензии. Вследствие этого, и годовое значение дополнительной радиационной нагрузки на наиболее затронутую группу населения будет находиться на уровне ниже 100 нЗв. С точки зрения радиационной защиты, это – ничтожная доза; ее значение сопоставимо с дозой облучения, получаемой от природного источника излучения в течение одного часа.

Система безопасности энергоблока ВВЭР-1200

В соответствии с философией глубоко эшелонированной защиты, ядерная безопасность энергоблока ВВЭР-1200 основывается на системах безопасности, привязанных к уровням защиты и способных эффективно и своевременно осуществить необходимые вмешательства. Системы безопасности энергоблоков ВВЭР-1200 проектировались на основе следующих принципов:

Для управления аварийными ситуациями и тяжелыми авариями, имеющими чрезвычайно низкую вероятность наступления и относящимися к условиям расширенного проектирования, предусмотрены **пассивные системы безопасности** (способные выполнять свою функцию без электроснабжения и без вмешательства человека).

При проектировании активных систем безопасности (для функционирования которых требуется электроснабжение) реализуется **принцип резервирования.** Активные системы безопасности, как правило, состоят из четырех параллельных каналов – функционирования одного из них уже достаточно для полномасштабного проведения вмешательства, связанного с безопасностью.

Физическое разделение резервирующих каналов систем безопасности гарантирует защиту систем от отказа по общей причине (например, пожара).

Наряду с резервированием, большое значение имеет **принцип диверсификации**, который означает, что для выполнения связанного с безопасностью вмешательства предусмотрены системы безопасности, состоящие из различного оборудования и, по возможности, основанные на разных принципах работы (например, пассивные и активные).

Наиболее важные системы безопасности энергоблока ВВЭР-1200:

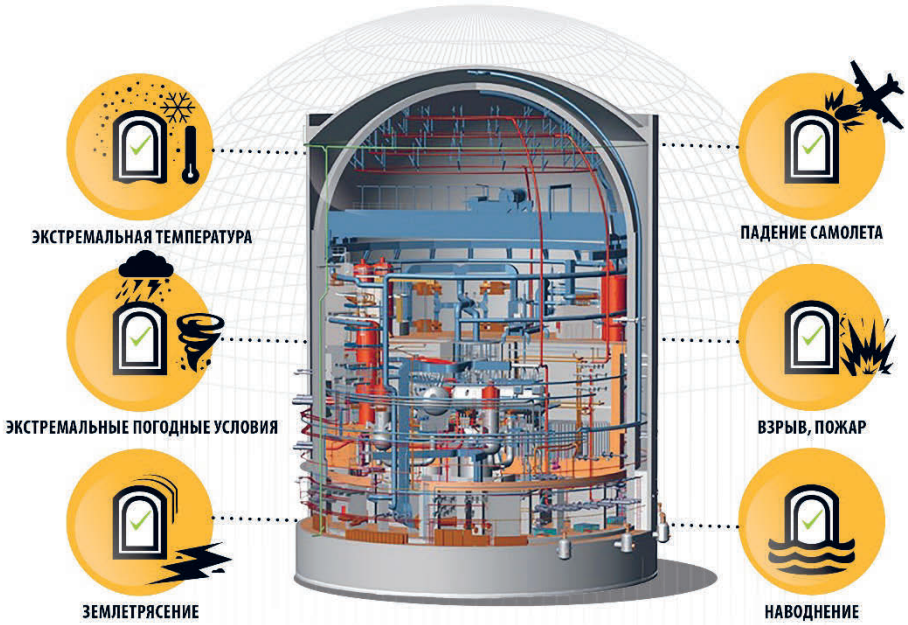
Наиболее важные активные системы безопасности	
Система аварийного впрыска теплоносителя высокого давления	4 x100%
Система аварийного впрыска теплоносителя низкого давления	4 x 100%
Система аварийного впрыска бора	4 x 50%
Система аварийной питательной воды	4 x 100%
Спринклерная система защитной оболочки	4 x 50%
Аварийная система охлаждения	4 x 100%
Система охлаждения промконтура	4 x 100%
Система технической воды ответственных потребителей	4 x 100%
Системы отопления, вентиляции и кондиционирования воздуха, важные для безопасности	4 x 100%
Система отсечения защитной оболочки	4 x 100%
Система хранения борированной воды	2 x 100%
Система аварийного газоудаления	2 x 100%
Система защиты от избыточного давления в первом контуре	3 x 50%
Система защиты от избыточного давления во втором контуре	2 x 100%
Аварийные дизельгенераторы	4 x 100%
Система управления и защиты реактора	4 независимых канала
Пассивные системы безопасности – проектные аварии	
Пассивная система аварийного охлаждения активной зоны (гидроемкости)	4 x 33%
Система удаления водорода из контейнмента (аварийная)	1 x 100%
Защитная оболочка (контейнмент)	✓
Наиболее важные системы – тяжелые аварии	
Система пассивного отвода тепла от парогенераторов	4 x 33%
Система пассивного отвода тепла от защитной оболочки	4 x 33%
Ловушка расплава	✓
Система удаления водорода из контейнмента (тяжелые аварии)	✓

Энергоблок ВВЭР-1200 имеет несколько таких систем безопасности, о которых следует поговорить подробно:

Двойной контейнмент

Реактор, связанные с ним технологические и вспомогательные системы, а также бассейн выдержки, служащий для промежуточного хранения отработанных тепловыделяющих сборок, защищены двойным контейнментом. Внутренняя стена контейнмента изготовлена из предварительно напряженного железобетона и покрыта стальной облицовкой. Первичный контейнмент – наряду с работой активной или пассивной системы отвода тепла – обеспечивает удержание радиоактивных материалов и предотвращение выброса в окружающую среду при аварийных ситуациях и тяжелых авариях.

Вторичный контейнмент, изготовленный из железобетона, способен обеспечить защиту первичного контейнмента даже в случае падения на него тяжелого самолета. Контейнмент проектировался на землетрясение с горизонтальным ускорением 0,34 g, сильную ветровую нагрузку (например, торнадо), тепловую и ледовую нагрузку, а также на выдерживание воздушного давления в результате внешнего взрыва.

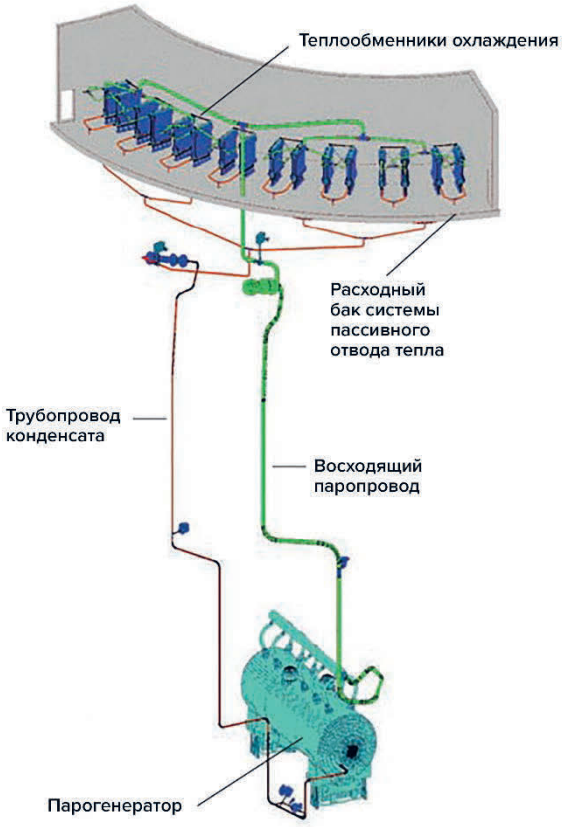


Двойной контейнмент

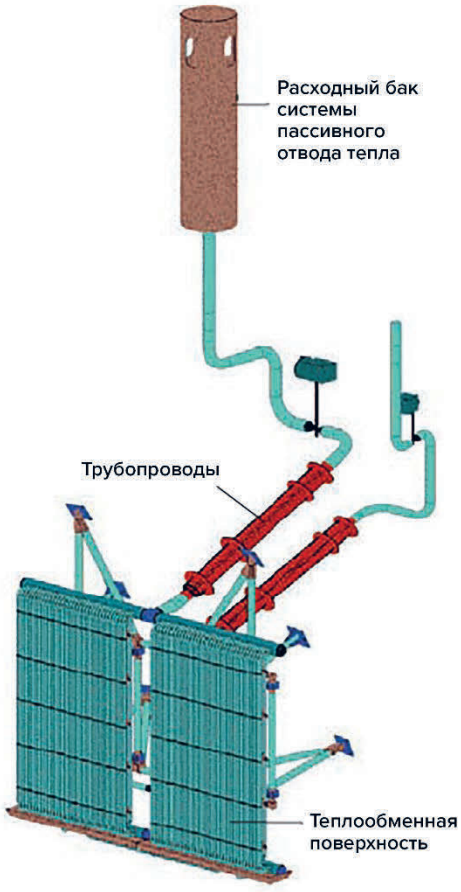
Отвод остаточного тепла

После остановки, в реакторе на протяжении определенного времени продолжает высвобождаться большое количество энергии (так называемое остаточное тепло), поскольку в тепловыделяющих элементах продолжается распад радиоактивных изотопов. Для отвода из активной зоны образующегося остаточного тепла энергоблоки оборудуются также и пассивными системами. В случае полного обесточивания энергоблока или потери подачи питательной воды на парогенератор – когда активные системы отвода тепла не обеспечивают отвод остаточного тепла в Дунай (первичный конечный поглотитель тепла) – пассивный отвод тепла может осуществляться в атмосферу при помощи пассивной системы. Этот процесс осуществляется через теплообменную трубку, поэтому в этом случае радиоактивные материалы также не смогут попасть в окружающую среду.

Контейнмент также имеет систему пассивного отвода тепла, которая способна ограничивать температуру и повышение давления в аварийной ситуации, если не работает активная система (спринклерная система), предусмотренная для охлаждения воздушного пространства контейнмента.



Система пассивного отвода тепла от парогенератора



Система пассивного отвода тепла из контейнмента

Контроль водорода

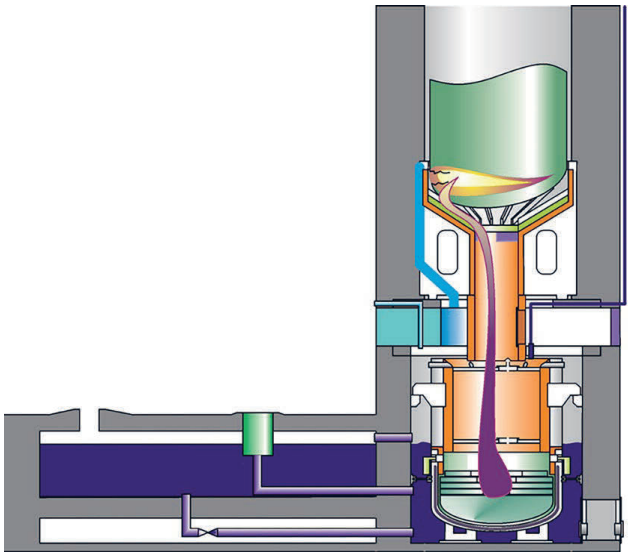
Водород, образующийся в аварийной ситуации вследствие химической реакции между циркониевой оболочкой тепловыделяющего элемента и водяным паром, представляет опасность пожара и взрыва. Аварийные автокаталитические рекомбинаторы водорода обеспечивают каталитическое окисление водорода и поддержание концентрации водорода на низком уровне. Рекомбинаторы устанавливаются во все такие полости контейнмента, где – на основании анализов – в случае аварийной ситуации можно предполагать повышение концентрации водорода.

Рекомбинатор водорода

Ловушка расплава

Осуществляется также и подготовка к тяжелым аварийным ситуациям с чрезвычайно низкой вероятностью наступления. Для смягчения последствий расплавления активной зоны проектируется ловушка расплава. Ловушка препятствует вступлению расплава активной зоны в контакт с бетоном фундаментной плиты, способствует снижению образования водорода и препятствует выбросу радиоактивных материалов в окружающую среду.

Ловушка расплава представляет собой специальный бак, размещающийся под корпусом реактора и служащий для принятия расплава в случае повреждения активной зоны. В бак загружен жертвенный материал, который – при перемешивании с расплавом активной зоны – уменьшает удельное тепловыделение расплава. К жертвенному материалу добавляется такие и гадолиний, нейтронно-поглощающая способность которого препятствует возникновению цепной реакции в расплаве. В случае тяжелой аварии, стальной бак ловушки расплава может охлаждаться снаружи борированной водой.



Ловушка расплава

Размещение новых энергоблоков

Два новых энергоблока атомной электростанции в Пакше будут размещены в северном направлении от работающих блоков атомной электростанции «Пакш», на так называемой площадке расширения станции. Здесь будут размещены также и остальные системы, необходимые для последующей эксплуатации энергоблоков, и здания строительно-монтажной базы, требуемые в период строительства.

Визуальное изображение новой атомной электростанции

Процедура лицензирования

Правила применения атомной энергии в Венгрии регулируются законом CXVI от 1996 года об Атомной энергии. В связанном с данным законом Постановлении правительства № 118/2011. (VII.11.) и содержащимся в приложениях к постановлению Кодексе о Ядерной Безопасности сформулированы правила и требования к процедуре лицензирования, проводимой надзорным органом, выполнение которых является обязательным условием для получения лицензии надзорного органа. Надзорным и регулирующим органом, занимающимся вопросами ядерных объектов, является Венгерское Государственное Ведомство по Атомной Энергии (ОАН), которое привлекает к работе большое количество специализирующихся по различным вопросам компетентных органов.

Процедура лицензирования реализации проекта начинается с подачи заявления на лицензирование в ОАН. Требования к содержанию заявления на получение лицензии содержатся в Постановлении правительства № 118/2011. (VII.11.), а более детальные требования к форме и содержанию – в руководстве, опубликованном ОАН. Заявление на получение лицензии на реализацию состоит из обосновывающей и поддерживающей документации.

ОБОСНОВЫВАЮЩИЕ ДОКУМЕНТЫ	
1.	Предварительный отчет по обоснованию безопасности
2.	Модель объекта
3.	Предварительный план мероприятий по ликвидации ядерной аварии
4.	Долгосрочное хранение и захоронение радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации новых блоков в Пакше, и отработанного ядерного топлива
5.	Стратегия модернизации систем контроля и управления
6.	Определение зоны безопасности
7.	Представление графика выполнения работ по реализации и предварительной версии плана организации строительства
8.	Подтверждение прав собственности или управления имуществом, входящим в зону безопасности ядерного объекта
9.	Действующий местный строительный регламент для площадки и план регулирования
10.	Независимые анализы безопасности
11.	Документы независимой технической экспертизы
ПОДДЕРЖИВАЮЩИЕ ДОКУМЕНТЫ	
12.	Детерминистические анализы безопасности
13.	Вероятностные анализы безопасности
14.	Потенциальное воздействие строящегося объекта и сопутствующей деятельности на безопасность существующего ядерного объекта
15.	Результаты расчетов и анализов

Срок рассмотрения заявления на получение лицензии на реализацию надзорным органом составляет 12 месяцев, который – в обоснованных случаях – может быть продлен еще, максимум, на 3 месяца. В соответствии с Законом об атомной энергии, для рассмотрения отдельных специальных вопросов привлекаются следующие специализированные компетентные органы:

- по вопросам экологии, охраны окружающей среды и горнодобывающей деятельности: Администрация Правительства Области Баранья
- по вопросам пожарной защиты и защиты от чрезвычайных ситуаций: Генеральная Дирекция по защите от чрезвычайных ситуаций Министерства Внутренних Дел

Для вынесения официального решения в отношении заявления на получение лицензии на реализацию ОАН обращается за экспертной поддержкой. Ведомство заключило договор с Международным Агентством по Атомной Энергии (МАГАТЭ) на проведение экспертной оценки Предварительного отчета по обоснованию безопасности.

В соответствии с § 11/A (4) Закона об Атомной энергии, в ходе проведения процедуры лицензирования ОАН проводит общественные слушания, информация о месте и времени проведения которых должна быть опубликована, как минимум, за 15 дней до их проведения. Во время общественных слушаний заинтересованные стороны могут ознакомиться с темой и ходом проведения процедуры, высказать свое мнение и задать вопросы.

Основополагающим документом заявления на получение лицензии на реализацию является Предварительный отчет по обоснованию безопасности, в котором необходимо подтвердить, что технические и технологические решения, а также эксплуатационные режимы, описанные в проекте запланированной к строительству атомной электростанции, соответствуют требованиям ядерной безопасности – обеспечивая безопасное строительство и эксплуатацию станции.

Предварительный отчет по обоснованию безопасности является результатом нескольких лет сложной работы. На первом этапе было необходимо разработать проектную основу, определяющую те требования ядерной безопасности и других параметров атомной станции, ее систем и элементов, которые необходимо учитывать при проектировании. После утверждения проектной основы началась подготовительная работа по разработке технического проекта атомной станции. Наряду с разработкой технического проекта зданий, систем и компонентов атомной станции, были проведены те анализы и оценки, которые обосновывают соответствие технических решений, заложенных в проекте. Предварительный отчет по обоснованию безопасности – на основе технического проекта и связанных с ним анализов – описывает характеристики ядерной безопасности проектируемой атомной станции и детально, для каждой позиции, подтверждает выполнение соответствующих требований к ядерной безопасности.

В остальных разделах информационного буклета приводится описание содержания глав Предварительного отчета по обоснованию безопасности.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЙ ОТЧЕТ ПО ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ

ГЛАВА 1 – ВВЕДЕНИЕ И ОБЩЕЕ ОПИСАНИЕ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Введение

Данный подраздел содержит общее описание атомной электростанции.

Кроме этого, данный подраздел суммирует полное содержание Предварительного отчета по обоснованию безопасности, с указанием названий глав и подразделов отчета, а также содержит полный перечень используемых сокращений. В подразделе содержатся ссылки на документы, определяющие требования к форме и содержанию Предварительного отчета по обоснованию безопасности.

Общее описание атомной электростанции

Условия строительства

Перед подачей заявления на получение лицензии на реализацию, Лицензиат должен получить следующие разрешения и лицензии:

- экологическую лицензию в соответствии с требованиями Закона LIII от 1995 года об общих правилах охраны окружающей среды
- лицензию на площадку в соответствии с требованиями Закона CXVI от 1996 года об атомной энергии и Постановления правительства № 118/2011. (VII.11.)
- принципиальное разрешение на электростанцию в соответствии с требованием Закона LXXXVI от 2007 года об электроэнергии

Приведенные в данном подразделе ссылки на прочие главы, содержащие описание вышеупомянутых лицензий и разрешений, подтверждают, что все условия строительства выполнены, то есть реализация проекта по всем параметрам соответствует законодательству Венгрии и требованиям регулирующих органов.

Подключение атомной электростанции к национальной энергосистеме

Одной из ключевых составляющих эксплуатационной безопасности атомных станций является формирование сетевого подключения, обеспечивающего связь с государственной энергосистемой. Роль такого подключения к сети заключается не только в обеспечении надежной передачи электроэнергии: в определенных случаях, при помощи сетевых подключений может обеспечиваться электроснабжение для собственных нужд электростанции. В данном подразделе представлены системы подключения атомной электростанции к высоковольтным линиям электропередачи (400 и 132 кВ), а также описываются трансформаторные подстанции в Пакше (уже существующая) и в Бирито (создаваемая вновь), к которым будут подключены высоковольтные системы электростанции.

Режимы эксплуатации атомной электростанции

В целом, атомная электростанция проектируется для непрерывного генерирования электроэнергии, однако, она способна работать также и в режиме маневрирования мощности, следящим за нагрузкой и учитывающим требования потребителей и мощности возобновляемых источников энергии.

Концепция обеспечения защиты атомной станции

В данном подразделе на концептуальном уровне, соответствующем настоящему этапу проектирования блоков, представлен развернутый план защиты от природных воздействий. Детальное описание отдельных мероприятий, относящихся к концепции, представлено в других главах Предварительного отчета по обоснованию безопасности.

Влияние атомной электростанции на окружающую природную среду

Данный раздел - в форме таблицы - демонстрирует воздействие атомной электростанции на окружающую среду, с учетом требований, сформулированных в экологической лицензии.

Сравнение с прочими аналогичными объектами

В данном подразделе приведено сравнение основных технических характеристик новых блоков в Пакше с характеристиками энергоблоков других типов.

Информация, связанная со строительством

Организационная структура строительства с определением зоны ответственности и задач

Данный раздел описывает организационные структуры, участвующие в реализации проекта, и знакомит с системой управления проектом, внедренной Лицензиатом (Заказчиком), Генеральный подрядчиком и Генеральным проектировщиком. В разделе приведено описание организационной структуры для реализации проекта, с указанием функций основных подразделений и описанием ключевых должностей; данная структура будет меняться и преобразовываться в ходе реализации проекта.

В разделе представлена предварительная организационная структура и описаны рабочие процессы Лицензиата, относящиеся к фазе реализации проекта. Основные рабочие процессы: лицензирование, управление качеством, контроль процесса технического проектирования, контроль реализации, охрана труда и пожарная безопасность, контроль качества, программная поддержка, предварительная подготовка к эксплуатации, планирование и управление человеческими ресурсами, юридическая поддержка, финансово-экономические вопросы, охрана имущества и защита данных, физическая защита и коммуникация. В подразделе также содержатся ссылки и связи с документацией Предварительного отчета по обоснованию безопасности, относящейся к организации структуры Лицензиата для реализации проекта.

В разделе приведено описание системы управления проектом, связанной с реализацией проекта и используемой Генподрядчиком и Генпроектировщиком, а также организационная структура, должностные инструкции и программа управления

изменениями в организации и относящиеся к ним главы Предварительного отчета по обоснованию безопасности и документы Руководства по Управлению Проектом.

Влияние реализуемого проекта в случае использования площадки, на которой уже размещен работающий ядерный объект

В данном разделе, на текущем этапе проектирования, описано потенциальное воздействие новых блоков на существующие ядерные объекты, а именно: на атомную электростанцию "Пакш" и на Промежуточное Хранилище Отработанного Топлива. В подразделе приведены описание и оценка воздействия потенциальных угроз на существующие ядерные объекты (например, распространение пыли, вибрация, понижение уровня грунтовых вод, воздействие обращения с опасными химическими веществами), параметры проектирования отдельных факторов опасности, связанные с ними критерии проектирования, стандарты, компьютерные коды, использовавшиеся при проведении анализов, а также методология анализа и оценки.

В разделе продемонстрированы те общие проектные мероприятия и решения, при помощи которых неблагоприятное воздействие угрожающих факторов может поддерживаться в рамках допустимых значений, и которые гарантируют, что любое воздействие, связанное со строительством и эксплуатацией новых блоков, не повлияет на площадку существующих ядерных объектов.

Опыт, полученный ранее при проведении строительства, демонстрация несоответствий, важных с точки зрения безопасности

В данном подразделе описана методология применения опыта, накопленного в ходе проектирования, строительства и эксплуатации атомных станций, а также общая структура и функционирование информационной системы, предназначенной для сбора и использования эксплуатационного опыта, важного с точки зрения разработки проектной документации АЭС. Наряду с упоминанием событий, влияющих на ядерную безопасность и зафиксированных ранее в ходе строительства и ввода в эксплуатацию других проектов, опыта местного сотрудничества в ходе реализованных ранее проектов строительства АЭС, в данном разделе анализируется также и опыт, связанный со строительством и вводом в эксплуатацию блоков АЭС, работающих в настоящий момент на площадке в Пакше.

Описание организаций, участвующих в реализации проекта

В подразделе, с одной стороны, перечислены те организации - с указанием зоны ответственности - которые участвовали в процессе проектирования и готовили проектную документацию в рамках своей компетенции, а с другой стороны, предварительно указаны те компании, которые будут участвовать в работе на более поздних фазах - изготовление, строительно-монтажные работы, ввод в эксплуатацию. В разделе приведена матрица, показывающая, как деятельность отдельных компаний связана друг с другом.

Перечень использованной и ссылочной документации

Подраздел содержит перечисление всех тех документов, которые были приняты во внимание в ходе подготовки Предварительного отчета по обоснованию безопасности, ссылки на которые приведены в отчете.

Единая система технической кодификации

В данном разделе описывается единая система кодификации систем и элементов атомных электростанций, основывающаяся на немецком стандарте Kraftwerk-Kennzeichen System (KKS). В разделе указана структура кодификации и ее основные принципы, со ссылкой на процедурный документ и его соответствующие приложения, описывающие детали.

Чертежи и прочая графическая информация

В подразделе перечислены чертежи, представленные в Предварительном отчете по обоснованию безопасности, включая номер, название, версию и дату чертежа. Кроме этого, в подразделе графически представлен план размещения объектов на площадке.

Связанные документы

Подраздел содержит краткое описание документов, содержащих релевантную для Предварительного отчета по обоснованию безопасности информацию, но не являющихся частью заявления на получение лицензии на реализацию, которые - независимо от этого - были подготовлены и утверждены. В число таких документов входит экологическая лицензия, Предварительная Информация по Безопасности, лицензия на площадку и технический проект.

Описание процедуры лицензирования оборудования длительного цикла изготовления и приоритетных зданий

Изготовление некоторых видов оборудования станции требует применения сложных технологических процессов и специальных материалов. Для лицензирования оборудования длительного цикла изготовления используется специальная процедура, для проведения которой надзорному органу также необходимо подготовиться. В подразделе приводится перечень оборудования длительного цикла изготовления, предварительно согласованный с надзорным органом.

Помимо этого, подраздел содержит перечень зданий, согласованных с надзорным органом, лицензирование строительства и строительство которых может быть начато сразу после получения лицензии на реализацию.

ГЛАВА 2 – ХАРАКТЕРИСТИКА ПЛОЩАДКИ АЭС

При описании площадки специалисты приняли во внимание тот факт, что исследование площадки и процедура лицензирования площадки уже завершены. В качестве части этой процедуры был подготовлен Отчет по анализу безопасности площадки (ОБП). С одной стороны, результаты исследования и анализа безопасности площадки, приведенные в отчете, подтвердили пригодность площадки для строительства, и были утверждены надзорным органом, который выдал лицензию на площадку. С другой стороны, в отчете были описаны характеристики площадки, необходимые для проектирования соответствующей защиты атомной станции от внешних угроз.

Комплексное исследование пригодности площадки было завершено составлением отчета по анализу безопасности площадки (ОБП). После выдачи лицензии на площадку было проведено уточнение и внесены изменения в некоторые элементы внешних угроз, имеющих определяющее значение с точки зрения проектирования АЭС, частично для того, чтобы удовлетворить потребность в более детальных данных, чем при исследовании площадки, а частично по той причине, что окончательная интерпретация воздействия угроз возможна на основании технического проекта.

В качестве части работы при составлении главы был проведен анализ и оценка того, какие данные, принятые во внимание в ОБП, необходимо актуализировать. В целом, можно сделать вывод, что актуализация данных согласно ОБП потребовалась лишь в ограниченном количестве случаев. В первую очередь, это объясняется тем, что новая строка данных для нескольких лет в статистике событий с частотой повторяемости в 100 000 лет не может привести к существенным отличиям. Существуют, однако, и такие характеристики, как, например, находящиеся по соседству промышленные объекты, в случае которых целесообразно проведение более частого пересмотра в связи с темпом изменений.

Наряду с упомянутыми выше аспектами, при составлении главы были приняты во внимание и сведения, полученные при выполнении условий, определенных в лицензии на площадку, в тех случаях, которые затрагивали содержание глав.

Здесь следует упомянуть, что на этапе подготовки ОБП существовали и такие требования, оценка выполнения которых была ограничена, либо могла быть выполнена лишь частично, поскольку для выполнения требования были необходимы сведения о выбранной технологии, которые на тот момент отсутствовали в необходимом объеме (например, пространственное разделение резервирующих каналов систем безопасности). Оценка соответствия защиты систем АЭС была определена на основании исследований, определенных в ОБП и выполненных проектировщиком, в ходе подготовки ПООБа, а также - большей частью - в процессе разработки технического проекта. Надлежащее обеспечение защиты от потенциальных внешних угроз, связанных с такими случаями, продемонстрировано в Главе 3. Подтверждение выполнения требований, входящих в объем исследования и оценки площадки и являющихся релевантными на этапе обоснования лицензии на сооружение, приведено в Главах 2 и 3.

Географическое положение, численность и плотность населения

Подраздел описывает расположение площадки, включая территорию, управляемую Лицензиатом, и прилегающие территории. Информация, полученная в отношении

деятельности, осуществляемой вблизи электростанции, включает в себя сведения о распределении и плотности населения, о расположении государственных и частных объектов. В подразделе описаны демографические характеристики в зоне радиусом 30 км от площадки, необходимые для разработки планов управления чрезвычайными ситуациями в соответствии с требованиями законодательства.

Внешние угрозы, связанные с антропогенной деятельностью

Подраздел формулирует внешние угрозы, являющиеся результатом антропогенной деятельности, важные с точки зрения безопасности новых блоков, а также данные, допущения и методику, использовавшиеся для демонстрации характеристик площадки, связанных с внешней антропогенной деятельностью, с представлением результатов оценки.

Исследование факторов опасности охватывает промышленную, военную, горнодобывающую, транспортную и авиационную деятельность, а также такие прочие факторы опасности, как находящиеся вверх и вниз по течению объекты, перемещаемые ветром предметы, последствия возможных пожаров и электромагнитные помехи. Кроме этого, в разделе приведена оценка одновременного возникновения некоторых внешних факторов опасности. По сравнению с указанными в ОБП данными, какие-либо новые промышленные объекты, которые необходимо учитывать в качестве потенциальных факторов опасности, не были идентифицированы.

Метеорология

В подразделе изложены характерные для площадки метеорологические параметры, описание климатического моделирования и его результаты, программа региональных измерений для площадки и ее результаты на основе ОБП; одновременно с этим, в подразделе суммируются метеорологические параметры, влияющие на анализ безопасности, включая описание экстремальных природных явлений. Эти данные также служат основой для расчетов распространения радиоактивных материалов. Данные, необходимые для проведения климатологических анализов, были взяты из достоверных массивов данных, хранящихся в электронной базе Национальной Метеорологической Службы.

Гидрология

Определение гидрологических характеристик площадки было осуществлено с учетом информации, расширенной в объеме характеристик площадки, включенных в ОБП, и на основании дальнейших исследований и анализов, требуемых в ОБП. При определении горизонта высокого уровня воды в Дунае, помимо данных, использованных в ОБП, специалисты приняли во внимание информацию по уровням воды в Дунае за период по 2018 год включительно. Завершена начатая в рамках ОБП оценка воздействия грозового наводнения, вызванного чрезвычайной интенсивностью осадков. Оценка определяет максимальный уровень воды, образующийся на основании допущений. При определении горизонта низкого уровня воды в Дунае, помимо данных, использованных в ОБП, специалисты приняли во внимание информацию по уровням воды в Дунае за период по 2018 год включительно.

При определении максимальных значений температуры воды в Дунае, в дополнение к информации, приведенной в ОБП, для периодов различной продолжительности были

установлены экстремально высокие значения температуры воды в Дунае с частотой повторения в 100 000 лет. Уточнение значений было выполнено с учетом прогнозов, определенных в ОБП. В подразделе описывается также попадание в Дунай твердых частиц в результате обвалов и оползней береговой стенки в верхнем течении Дуная, которые могут привести к потенциальному забиванию оборудования.

Геологический профиль

Описание геологического профиля построено в соответствии с историей геологического развития, от более старых образований к более молодым, с разбивкой на три крупных группы геологических формаций (палеозой и мезозойская порода, неогеновый период и четвертичный период). Геологическое описание включает в себя более широкую зону площадки с учетом 30 км радиуса, в пределах которого были проведены целевые исследования для уточнения геологических характеристик.

Сейсмологические характеристики

Региональная сейсмичность Карпатского бассейна и локальная сейсмичность площадки в Пакше определялись на основе данных по истории землетрясений, современных измерений, архивных источников, а также при помощи сети микросейсмического мониторинга, используемой атомной электростанцией "Пакш" и ЗАО АЭС Пакш II. Можно констатировать, что сейсмическая активность в окрестностях Пакша существенно ниже среднего значения по Венгрии.

Пользуясь самыми современными научными методами, эксперты в три этапа осуществили определение риска возникновения землетрясения на площадке:

1. определение сейсмического риска основной породы
2. определение локального эффекта; определение сейсмического риска на поверхности
3. вторичные эффекты, являющиеся следствием землетрясений - в этом случае, определение риска разжижения грунта

Геотехнические характеристики

Ранее - в рамках Программы Геологических Исследований (ПГИ), являющейся основой ОБП - специалистами было проведено исследование и определение общих геотехнических характеристик данного участка. Однако, вследствие отличающейся цели ПГИ, некоторые вопросы остались не проясненными (например, предварительная нагрузка слоев, расположение слоев в южной части участка). В интересах уточнения стратификации породы и характеристик грунта, на площадке было пробурено большое количество разведочных скважин, и проведены дополнительные геотехнические и геофизические исследования, а также лабораторные испытания. Бурение скважин и исследования проводились в несколько этапов. В результате, были определены источники опасности геологического происхождения, на основании которых можно констатировать, что:

- проблемы со склоном отсутствуют - площадка проектируется на высоту 97 м над уровнем моря и имеет ровный профиль поверхности
- карстовые отложения отсутствуют, на площадке нет полых подземных углублений, пещер, шахт, погребов или других нерекультивированных объектов природного или искусственного происхождения
- берега Дуная покрыты лесом и находятся в стабильном состоянии; берега подводящего канала постоянно контролируются и обслуживаются
- на площадке отсутствуют какие-либо природные образования и техногенные объекты, которые могли бы вызвать обрушение, проседание или повышение поверхности
- из-за повышения уровня грунтовых вод, в случае высокого уровня воды необходимо обеспечить техническую защиту углубленного фундамента
- на площадке нет хрупких, склонных к разбуханию, засоленных почв и элювиальных грунтов
- на площадке существует опасность разжижения грунтов; грунты, склонные к разжижению, равномерно встречаются на всей территории площадки на глубине 6–16,8 м – предотвращение эффекта разжижения грунтов возможно с помощью проверенных геотехнических методов, например, правильной закладки фундаментов зданий или стабилизацией грунта

Прочие угрожающие факторы

К ним относятся все те факторы, которые могут поставить под угрозу площадку строительства новых блоков в результате воздействия по воде, по воздуху или по земле (грызуны, насекомые, листья деревьев и т.д.), либо воздействие которых может помешать или сделать невозможным обеспечение длительного охлаждения (ракушки, улитки, водоросли, микроорганизмы). Что касается возможного воздействия по земле и по воздуху, то какие-либо популяции или природные условия, потенциально угрожающие объекту, обнаружены не были. Риск, связанный с биологическими факторами, препятствующими поддержанию длительного охлаждения (например, массовая гибель рыб в Дунае или попадание в Дунай, подводящий канал и водозаборное сооружение водных растений, которые могут привести к потенциальному забиванию оборудования), не влияет на строительство новых блоков, поскольку данному фактору опасности уделяется должное внимание.

Радиационные характеристики

На основе ОБП были обобщены сведения о радиационном фоне на площадке в Пакше и окрестностях, которые были дополнены результатами измерений, зафиксированными в период 2012-2018 гг. Автоматизированной Системой Надзорного Органа для Контроля Радиационной Обстановки (HAKSER), Государственной Автоматизированной Системой Контроля Радиационной Обстановки (OKSER) и Эксплуатационной Автоматизированной Системой Контроля Радиационной Обстановки (ÜKSER), для следующих природных компонентов:

- мощность дозы гамма-излучения
- аэрозоль и осадки
- поверхностные воды (Дунай, пруды, протоки) и илистые отложения

- рыбы
- грунтовые воды
- образцы почвы, травы и кормов
- коровье молоко

Данные о радиационном фоне, включенные в ОБП, были дополнены результатами специального, более детального исследования площадки, проведенного в 2015 году, для следующих характеристик и компонентов окружающей среды:

- выделение радона
- мощность дозы гамма-излучения
- глубинные пробы грунта
- проектируемые подводящий и отводящий каналы

Также были обобщены характеристики, влияющие на распространение радиоактивного выброса и радиационную нагрузку населения.

Программа мониторинга

В данном подразделе описаны мероприятия, реализованные для мониторинга площадки в соответствии с рекомендациями, приведенными в Руководстве N3a.34 Венгерского Ведомства по Атомной Энергии. Программа мониторинга включает в себя регистрацию и анализ тех относящихся к площадке параметров, которые могут быть затронуты воздействием сейсмических, атмосферных, водных и подземных факторов, а также промышленных объектов и транспорта. Собранные данные служат основой для составления плана управления и ликвидации ядерной аварии, обоснования выводов периодического анализа безопасности, разработки модели распространения радиоактивного загрязнения и оценки полноты списка чрезвычайных и аварийных ситуаций для конкретной площадки. Долгосрочная программа мониторинга должна включать в себя как сбор данных, измеренных и зарегистрированных при помощи установленных на площадке приборов, так и получение данных от специализированных национальных учреждений для выявления значительных отклонений от проектной основы. Подраздел содержит также информацию о методе документирования и хранения данных, полученных в ходе проведения мониторинга.

ГЛАВА 3 – ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ

Данная глава описывает те потенциальные воздействия и нагрузки, которые были учтены при проектировании электростанции, а также рассматривает то, каким образом они были решены в техническом проекте. Совокупность статических и динамических нагрузок различной степени и частоты, составляющих основу технического проектирования, является частью проектной основы. Эти нагрузки могут возникнуть в результате нормальной эксплуатации АЭС, вследствие отказов определенных конструкционных элементов или даже в результате природных факторов опасности, например, землетрясения.

Одним из самых важных принципов при проектировании АЭС является принцип глубоко эшелонированной защиты. Принцип глубоко эшелонированной защиты представляет собой такую многоуровневую систему настраивающихся друг на друга мероприятий и технических решений, которая направлена на предупреждение, управление и минимизацию последствий аварийных ситуаций. События, происходящие на протяжении срока служба атомной станции и вызванные воздействием внешних или внутренних угроз, отказом систем или компонентов, либо человеческим фактором, классифицируются на основе тяжести и частоты наступления и привязываются к уровням глубоко эшелонированной защиты. В соответствии с этими уровнями определяются необходимые действия и вмешательства. Это становится возможным в результате проведения процесса итерации, в ходе которого проект корректируется до тех пор, пока результаты анализов безопасности не подтвердят в полном объеме выполнение критериев соответствия, установленных в Кодексе о Ядерной Безопасности.

С учетом вышеизложенного, цель Главы 3 заключается в описании проектной основы электростанции, идентификации систем, предназначенных для управления отдельными событиями, а также в подтверждении - на основании анализов безопасности - выполнения данной системой своей функции, с соблюдением установленных законодательством критериев, с особым вниманием на радиационное воздействие на население и окружающую среду. Детальная информация по данной теме предоставлена в других главах Предварительного отчета по обоснованию безопасности. Характеристики площадки приведены в Главе 2, они означают источники внешних угроз. Детальное описание технологии представлено в Главах 4–10. Результаты детерминистического анализа безопасности представлены в Главе 15, результаты вероятностного анализа безопасности - в Главе 19. Несмотря на это, именно Глава 3 дает нам возможность глобально взглянуть на процесс проектирования АЭС и убедиться в соответствии проекта требованиям.

Выполнение требований

Данная глава рассматривает оценку выполнения соответствующих требований Кодекса о Ядерной Безопасности, определенных в соответствии с руководством N3a.34 "Отчеты по обоснованию безопасности новых атомных электростанций", важных с точки зрения заявления на получение лицензии на реализацию, с уровнем детализации, соответствующим информации, имеющейся в распоряжении на данном этапе проектирования.

Инструменты проектирования и анализа

Задача данного раздела - показать использованные для проектирования и анализа инструменты, а также подтвердить соответствие входных данных, применяемых для расчетов. Это соответствие контролируется с использованием двух различных подходов: валидации и верификации. В случае программы или модели, валидация означает, что физические количества, рассчитанные программой, совпадают с результатами измерений в пределах заданной погрешности. Сравнение с результатами экспериментов может быть прямым и непрямым, например, путем сравнения с результатами такой программы, которая уже прошла валидацию на основании экспериментальных данных. Верификация подтверждает, что конкретные модели работают так, как это требуется, а

их модули организации данных выполняют ту задачу, которую содержит описание кода. Все программное обеспечение, используемое для анализов безопасности, проходит верификацию в момент закупки или выхода новой версии. Контроль проводится также и специализированной независимой группой или экспертом, в соответствии с требованиями законодательства.

Помимо данного раздела, соответствие использованных инструментов проектирования и анализа вышеупомянутым критериям обеспечивается в дополнительных документах.

Классификация проектных режимов станции и событий

С точки зрения ядерной безопасности, первостепенное значение придается отклонениям от нормальной эксплуатации, которые возникают в результате наступления так называемых постулированных исходных событий и отражают какой-либо отказ или аномальное функционирование систем. Идентификация постулированных исходных событий является частью проектной основы атомной станции; эти события классифицируются в соответствии с частотой наступления. В подразделе приведен перечень постулированных исходных событий с частотой их возникновения; идентифицированные исходные события соответствуют Главе 15. Кроме этого, в данном разделе содержится сводная оценка внешних и внутренних угроз.

Функции безопасности

В данном разделе произведена идентификация и представлено общее описание функций безопасности, а также их привязка к уровням глубоко эшелонированной защиты. Для каждой функции безопасности приведена информация относительно того, какая система и каким образом выполняет данную функцию безопасности.

Системы безопасности

Подраздел содержит краткое общее описание технологических систем безопасности, предназначенных для управления постулированными исходными событиями; подробное описание систем безопасности находится в главах Предварительного отчета по обоснованию безопасности, посвященных описанию систем.

Классификация по классам безопасности

Одним из наиболее важных инструментов обеспечения ядерной безопасности является система классификации по классам безопасности и устойчивости к воздействию окружающей среды. Применяемый подход гарантирует, что важность систем, компонентов и зданий АЭС с точки зрения ядерной безопасности, определяется на систематической основе. Практическая цель этой процедуры заключается в обеспечении того, чтобы проектирование, изготовление, последующий ввод в эксплуатацию и техническое обслуживание классифицированного оборудования осуществлялись в соответствии с едиными техническими требованиями, дифференцированными согласно влиянию на безопасность. Данный раздел - в соответствии с текущим этапом проектирования блоков - показывает применяемую методологию классификации, а также приводит классы безопасности и устойчивости к воздействию окружающей среды для основных систем, элементов и зданий АЭС.

Внешние и внутренние угрозы

На данном этапе проектирования блока обобщаются внешние (например, землетрясение, падение самолета и т.д.) и внутренние (например, пожар, взрыв, затопление и т.д.) угрозы, учитываемые при проектировании, проектные параметры угроз, связанные с ними проектные критерии, стандарты, применяемые при проведении анализа компьютерные коды, а также методика анализа и оценки.

Данный раздел описывает общие проектные меры и решения, обеспечивающие надлежащую защиту систем и элементов, важных с точки зрения ядерной безопасности, от потенциального вредного воздействия внешних и внутренних угроз, учитываемых при проектировании.

Прочностные расчеты

На данном этапе проектирования блоков предоставляется общее описание кодов и стандартов, содержащих требования, расчетные и приемочные критерии для элементов систем, балок и опор, нагрузки и сочетания нагрузок, возникающих при переходных состояниях, анализ статических и динамических нагрузок и целостности конструкции, а также программное обеспечение и коды, используемые для выполнения анализа. Здесь же приведено описание применения концепции "течь-до-разрыва".

Материалы

На данном этапе проектирования блоков предоставляется общее описание используемых конструкционных материалов, общая методология их выбора, применяемые стандарты, металлические, не металлические, бетонные конструкционные материалы. Демонстрируются наиболее важные физические, химические, коррозионные, механические и прочие свойства материалов, необходимые для проектирования, а также характеристики, связанные со старением и деградацией. Раздел содержит общее описание связанных с конструкционными материалами процессов изготовления и контроля, сварки, термообработки, материаловедческих испытаний и сертификатов.

Техническое обслуживание, испытания, контроль и управление старением

На данном этапе проектирования блоков предоставляется описание применяемых элементов стратегии технического обслуживания, включая профилактическое техобслуживание и ремонт. Профилактическое техобслуживание состоит из процедур техобслуживания, основывающихся на периодичности и состоянии оборудования. Каждый компонент системы, вне зависимости от присвоенного ему класса безопасности, на следующем этапе будет подвергнут анализу с точки зрения техобслуживания, ориентированного на надежность (RCM), в результате которого он станет частью элемента данной стратегии техобслуживания.

В разделе представлено общее описание методов испытаний и контроля, с перечислением тестов, предварительно рассчитанных на данном этапе. Окончательная доработка будет произведена на основании анализа RCM.

В разделе представлены системы непрерывного и периодического мониторинга, часть из которых будет играть определенную роль в ходе техобслуживания, ориентированного на состояние.

Осуществлена предварительная разработка методики по управлению старением пассивных элементов систем. Методика содержит упоминание деградации, которая может наблюдаться на отдельных элементах в различных эксплуатационных режимах, а также те явления, которые могут быть вызваны деградацией. В разделе определены те основные проектные принципы, которые необходимы для предотвращения этих явлений. Кроме этого, в документе рассматриваются требования к управлению старением для следующих этапов - изготовление, монтаж и эксплуатация.

Электротехническое оборудование и элементы

В данном разделе описана структура и функционирование электрических систем собственных нужд станции. Дополнительно, в данном разделе описываются требования Кодекса о Ядерной Безопасности в отношении электрических систем собственных нужд станции, и выполнение данных требований. Более подробное описание конкретных электрических систем приведено в Главе 8.

Контрольно-измерительные приборы и оборудование АСУТП

Данная глава рассматривает общие принципы проектирования средств контроля и управления, в том числе, глубоко эшелонированную защиту, интерфейс "человек-машина", устойчивость к единичному отказу, резервирование, диверсификацию, разделение, возможность тестирования и принципы компьютерной безопасности. На основании вышеуказанных принципов была разработана Глава 7.

Здания и строительные конструкции

В данном разделе рассматриваются общие принципы строительного проектирования, основанные, в первую очередь, на национальных требованиях. Далее рассматривается специальная информация и основные принципы проектирования, относящиеся к фундаменту и защитной оболочке-контейнменту (железобетонная конструкция с двойным корпусом, выдерживающим давление, включающая в себя атомный реактор и напрямую связанные с ним системы), а также к расположенным вокруг защитной оболочки зданиям.

ГЛАВА 4 – РЕАКТОР

Общее описание

Тепло-производящей установкой на атомной электростанции является активная зона реактора, в которой происходит ядерная цепная реакция. Суть процесса заключается в выделении энергии при делении тяжелых ядер урана. Для процесса деления используются нейтроны. Образовавшееся тепло отводится из места возникновения при помощи воды, являющейся проводником-теплоносителем. Важным элементом данного процесса является регулирование, осуществляемое путем перемещения нейтроно-поглощающих стержней и растворения в воде борной кислоты, также обладающей свойством поглощения нейтронов.

В главе 4 рассматривается конструкционное решение, представляющее собой комплекс, состоящий из ядерного топлива на основе урана, служащего источником энергии, принимающих участие в регулировании цепной реакции поглощающих стержней и циркулирующей воды, участвующей в отводе образовавшейся энергии. Можно сказать, что использование энергии атомных ядер, поставленное на службу человеку, является одним из научных достижений современной эпохи. Данный раздел описывает устройство тепловыделяющих сборок, включающих в себя топливные пучки и внутренние конструкционные элементы для крепления пучков в сборки. Помимо конструкционных элементов ТВС, в данном разделе представлена оценка нейтронно-физических и тепло-гидравлических характеристик активной зоны, подтверждающая их соответствие проектным требованиям.

Кроме этого, в разделе представлено описание корпуса реактора, включающего в себя активную зону, и внутрикорпусных устройств, обеспечивающих размещение тепловыделяющих сборок в активной зоне и направляющих поток теплоносителя внутри корпуса реактора. Более подробную информацию можно найти в главе 5.

Реактор

Ядерное топливо

Одна из важных целей данного раздела заключается в демонстрации безопасной работы топливной системы. Ядерное топливо включает в себя тепловыделяющие сборки, состоящие из тепловыделяющих элементов, стержней-поглотителей и конструкционных элементов.

Тепловыделяющие элементы (твэлы) состоят из топливных таблеток и оболочки. Твэлы загружаются таблетками двух типов. Один из них - это таблетки из двуокиси урана, а второй - таблетки, изготовленные из смеси двуокиси урана и гадолиния. Тепловыделяющие элементы размещаются в топливных пучках, имеющих форму правильного шестигранника. Рядом с тепловыделяющими элементами размещаются поглощающие стержни. Задача поглощающих стержней - регулирование цепной реакции

деления. Материал поглотителей - карбид бора и титанат диспрозия, обладающие хорошими свойствами поглощения нейтронов.

Безопасность активной зоны обеспечивается целостью так называемых физических барьеров. Физические барьеры препятствуют выходу продуктов деления из топлива. К таким барьерам относятся топливная матрица (таблетка), оболочка тепловыделяющего элемента, контур теплоносителя реактора и защитная оболочка-контейнмент. С топливной системой связаны два первых барьера.

Раздел демонстрирует, что тепловыделяющие сборки, активная зона и их элементы соответствуют требованиям, сформулированным в Кодексе о Ядерной Безопасности. Проектирование топливной системы осуществлялось с использованием инструментов проектирования и программных кодов, прошедших валидацию и верификацию. Свойства конструкционных материалов, использованных в топливной системе, проходили испытания в исследовательском реакторе и были обоснованы в ходе проведенных исследований; кроме этого, при проектировании использовался опыт, накопленный в течение несколько десятков лет эксплуатации реакторов ВВЭР.

Ядерные характеристики

Тепловыделяющие сборки, установленные в активную зону согласно заданной схеме, называются топливной загрузкой. Период, продолжающийся до следующей перегрузки ТВС - т.е. до извлечения отработавших сборок и загрузки в активную зону свежих сборок - называется кампанией блока. Изотопный состав активной зоны изменяется на протяжении кампании, поэтому и поведение активной зоны также постоянно меняется. При проектировании загрузки активной зоны необходимо учитывать ядерные характеристики и распределение мощности данной топливной загрузки во время данной кампании, а также ее изменение во времени.

Нейтронно-физические характеристики топливной загрузки должны соответствовать различным критериям. Необходимо учитывать нагрузку на корпус реактора и его внутренние конструкционные элементы, а также возможность регулирования нейтронно-физических, термогидравлических процессов и поведения топлива в активной зоне.

Специалисты анализируют явления и эффекты, возникающие в активной зоне и в реакторе во время эксплуатации, с целью определения минимальных и/или максимальных исходных значений рамочных параметров реакторной физики, то есть те значения, которые определяют результаты анализов. Цель определения рамочных параметров реакторной физики - избежать необходимости повторения расчетов перед началом каждой кампании, обеспечивая действительность этих результатов на целую серию будущих кампаний. Перед началом данной кампании соответствие вновь скомпонованной активной зоны рамочным параметрам реакторной физики проверяется в ходе проведения расчетов при проектировании топливной загрузки.

Таким образом, с учетом вышеизложенного, мы не только можем убедиться в соответствии - с точки зрения эксплуатации - тех топливных загрузок, которые будут установлены в активную зону в начале работы АЭС, но можем также установить рамки, при соблюдении которых ядерное топливо может использоваться с высокой степенью свободы.

Термогидравлика

Энергия, высвобождаемая при делении атомных ядер урана-235, нагревает топливную матрицу. За счет теплопроводности, эта энергия отводится из топлива в оболочку, в которой находится топливо. Путем теплоотдачи, эта энергия попадает из оболочки в теплоноситель, окружающий тепловыделяющие элементы. Теплоноситель - в данном случае вода - переносит тепловую энергию, высвободившуюся из топлива, из реактора в парогенератор, где эта тепловая энергия вырабатывает пар во втором контуре парогенератора. Прохождение воды через реактор обеспечивают четыре циркуляционных насоса высокой производительности. Первый контур реактора состоит из реактора, парогенератора и сети соединительного трубопровода. Вода в первом контуре находится под высоким давлением, поэтому - несмотря на то, что ее температура превышает 300 °C - она не закипает.

Данный раздел содержит описание термогидравлики реактора, а именно, описание термодинамических и гидродинамических процессов, протекающих в реакторе при нормальной эксплуатации. В разделе показано, каким образом может быть осуществлено безопасное и надежное охлаждение реактора, т.е. без повреждения тепловыделяющих кассет с топливом и без выхода радиоактивных веществ. В данном разделе продемонстрировано, что при нормальных условиях эксплуатации тепло из реактора может быть безопасно отведено во второй контур.

Управление реактивностью

Данный подраздел описывает процесс управления реактивностью. Основа проектирования атомных реакторов заключается в обеспечении выполнения трех основополагающих функций безопасности:

a) регулирование реактивности
b) отвод тепла из облученных тепловыделяющих элементов
c) удержание, предотвращение выхода радиоактивных материалов

Функция управления реактивностью обеспечивает поддержание в реакторе контролируемой цепной реакции и контроль мощности реактора. Регулирование реактивности в активной зоне реактора ВВЭР-1200 можно осуществлять с использованием двух различных - основанных на отличающихся принципах - методов. Регулирование может осуществляться при помощи опускания в активную зону регулирующих стержней, расположенных над активной зоной и содержащих нейтроно-поглощающие материалы (бор и диспрозий), а также путем впрыска в теплоноситель концентрированного раствора борной кислоты. При помощи систем, выполняющих указанные выше функции, реактор может быть быстро и безопасно остановлен.

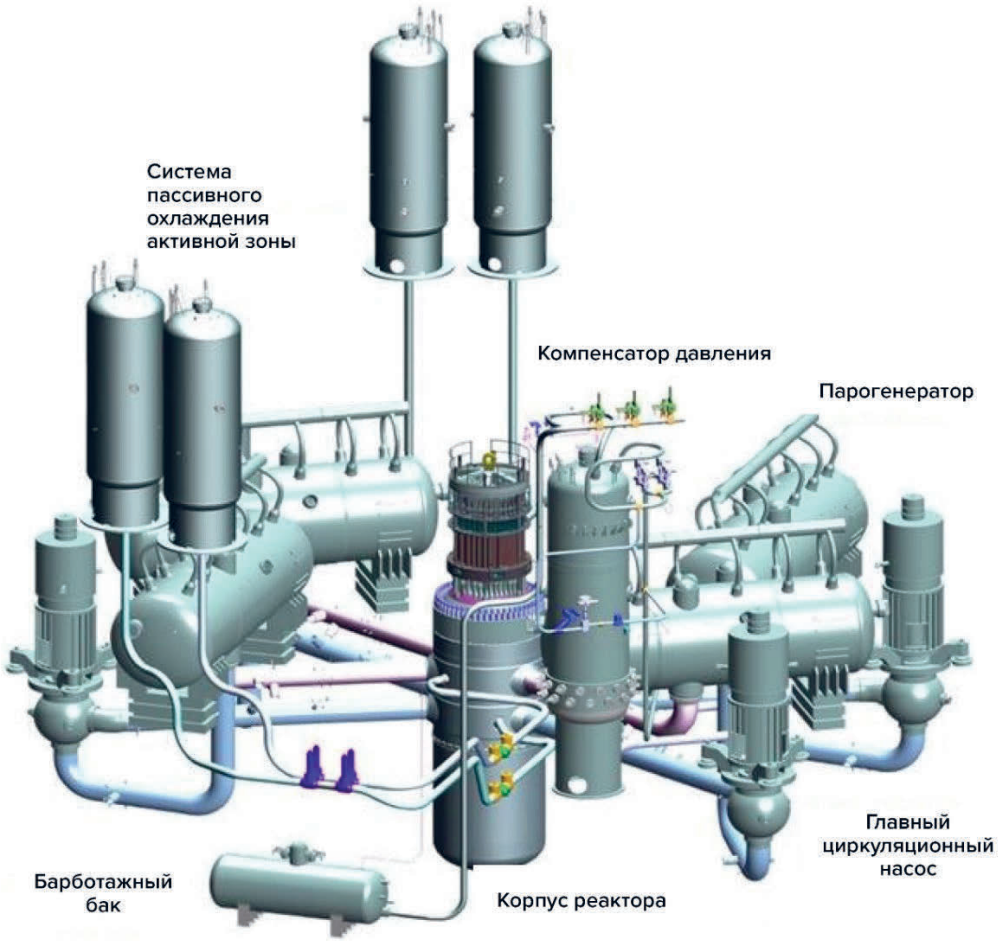
Еще одним важным элементом регулирования реактивности является использование обратных связей по реактивности (коэффициенты реактивности теплоносителя, замедлителя, температуры топлива), которые являются параметрами, зависящими от конструкции реактора и компоновки активной зоны. Реактор ВВЭР-1200 - это реактор с внутренне присущей безопасностью, что означает, что перечисленные обратные связи поддерживают безопасность, то есть они влияют на рост мощности в сторону ее снижения (снижение скорости роста мощности).

Также, в данном разделе описаны системы, принимающие участие в регулировании реактивности, проектная основа, характеристики и функционирование данных систем.

ГЛАВА 5 – ПЕРВЫЙ КОНТУР И СВЯЗАННЫЕ С НИМ СИСТЕМЫ

Главная задача первого контура заключается в отведении и переносе во второй контур тепла, образующегося в реакторе при делении атомных ядер, в поддержании рабочего давления и температурных условий, а также в предотвращении утечки теплоносителя в защитную оболочку-контейнмент. Первый контур реактора ВВЭР-1200 включает в себя следующее основное оборудование:

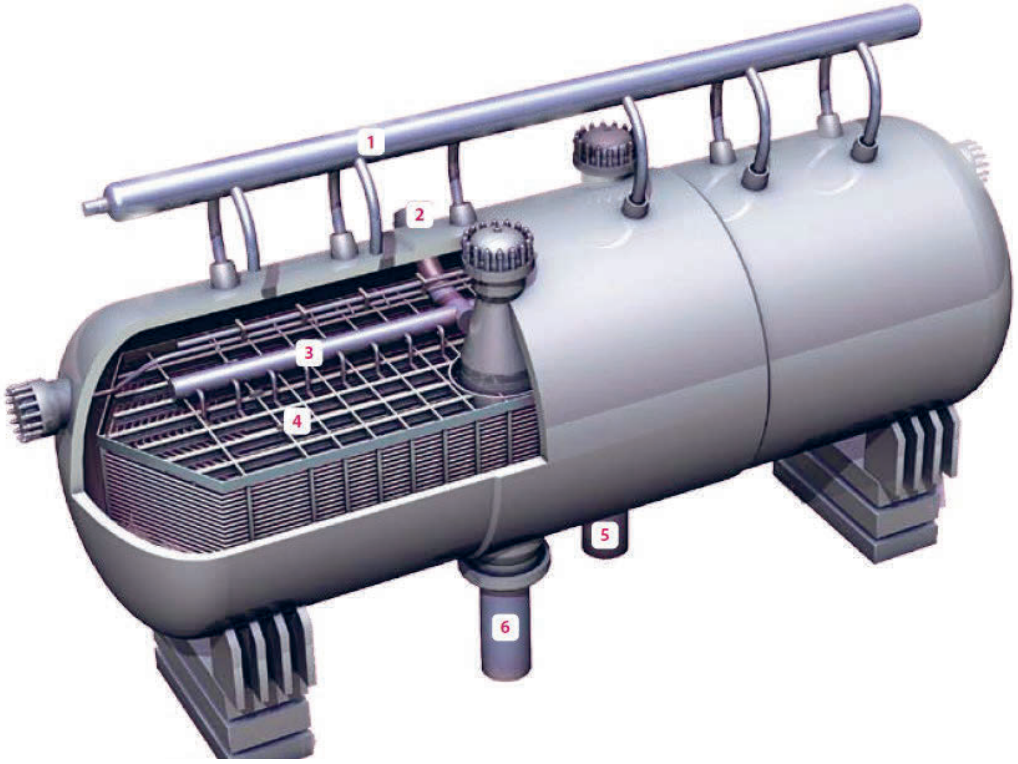
- реактор
- 4 циркуляционных контура, т.н. "петли"
- 4 парогенератора
- 4 главных циркуляционных насоса
- трубопровод, соединяющий оборудование петли с реактором
- компенсатор давления
- регулирующие стержни, участвующие в регулировании реактивности активной зоны



Первый контур и связанные с ним системы

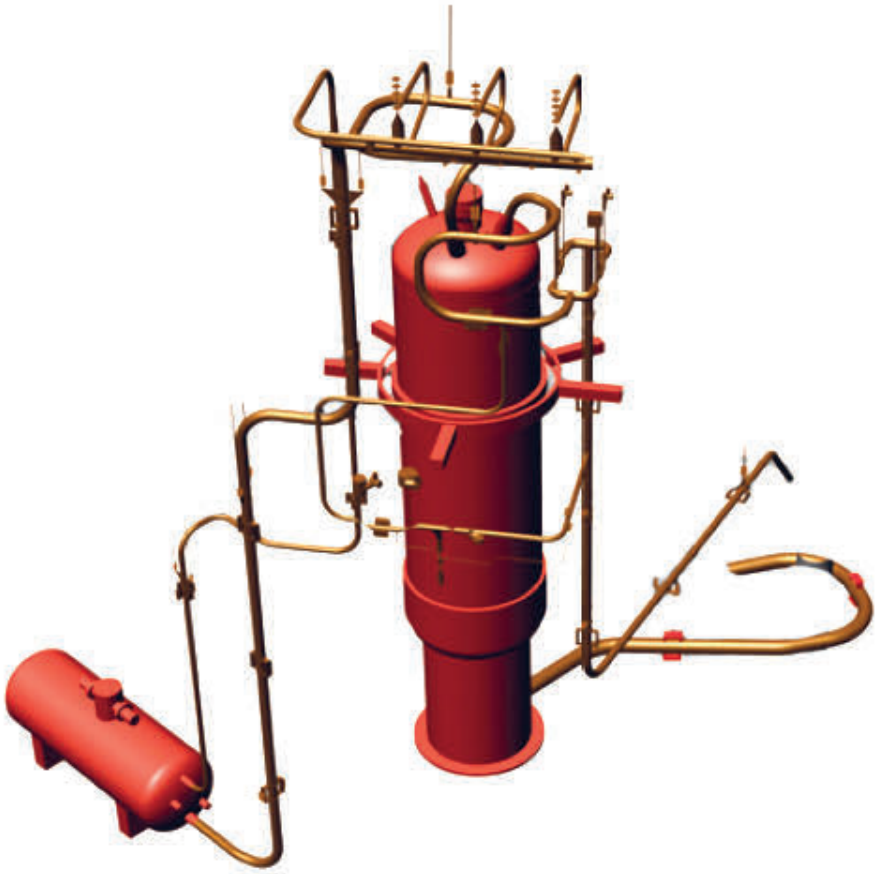
Каждая петля реактора соединена с горизонтальным парогенератором со стороны первого контура через трубопроводы холодной или горячей ветви, где отведенное из реактора тепло передается теплоносителю второго контура через 10858 горизонтальных теплообменных трубок. Подаваемая на парогенератор со стороны второго контура охлаждающая вода нагревается, и образуется пар. После этого, пар, имеющий высокую температуру и давление, направляется на турбины через паровой коллектор. Во время работы блока, паропроизводительность каждого парогенератора составляет 1600 тонн в час.

Парогенератор



1. Паровой коллектор парогенератора
2. Подача питательной воды
3. Раздающий коллектор питательной воды
4. Теплообменные трубки
5. Коллектор горячей ветви
6. Коллектор холодной ветви

Важный элемент первого контура - это оборудование емкостью 55 м^{3}для регулирования давления, так называемый "компенсатор давления", который является неотъемлемым инструментом регулирования давления в первом контуре в реакторах с водой под давлением.

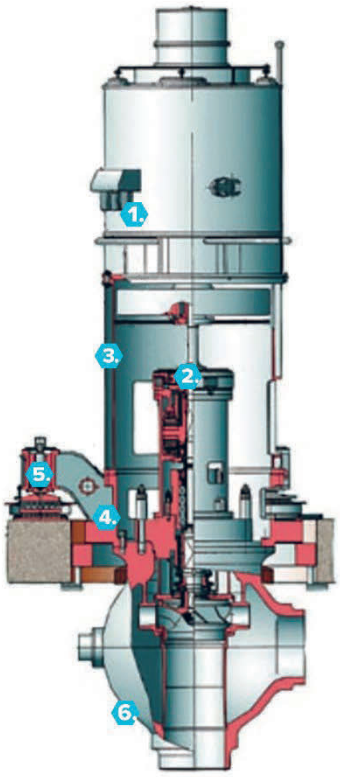


Компенсатор давления

Циркуляция теплоносителя в каждой из четырех петель обеспечивается главным циркуляционным насосом (по одному насосу на петлю). Масло для функционирования главных циркуляционных насосов реактора ВВЭР-1200 не требуется: смазка и охлаждение насосов обеспечиваются водой.

Главный циркуляционный насос

1. электродвигатель
2. проход вала насоса
3. верхний узел
4. нижний узел
5. опора
6. корпус насоса



На энергоблоках ВВЭР-1200 первый контур размещается внутри защитного здания (в контейнменте). Оборудование и трубопроводы первого контура физически разделены для того, чтобы предотвратить и/или минимизировать повреждения, вызванные внутренними угрозами.

Оборудование первого контура проектируется на работу в нормальных эксплуатационных состояниях, включая различные уровни мощности, слежение за изменением мощности, перегрузку ядерного топлива, останов для проведения планово-предупредительного ремонта, а также переходные состояния, связанные с тестированием систем и оборудования.

В случае отклонения от нормальных условий или аварийной ситуации система - с помощью регулирующих стержней - произведет ограничение мощности или полную остановку реактора, в зависимости от тяжести сложившейся ситуации.

Фундаментальные функции безопасности, выполняемые первым контуром:

- регулирование реактивности активной зоны
- отвод тепла, выделяемого ядерным топливом
- локализация радиоактивных материалов

Функции первого контура, не связанные с безопасностью:

- запуск и разгон реакторного оборудования
- непрерывная эксплуатация на заданном уровне мощности, управление переходными состояниями, необходимыми для изменения мощности
- останов реакторного оборудования на ремонт или перегрузку ядерного топлива

Эксплуатационные системы, связанные с первым контуром

Наряду с таким основным оборудованием первого контура, как реактор и его конструкционные элементы, главный циркуляционный насос, парогенератор, трубопроводы первого контура и компенсатор давления, в данном подразделе подробно описаны также и вспомогательные системы, связанные с первым контуром и необходимые для его функционирования.

Наиболее важные из этих систем:

- системы подпиточной воды и борного регулирования
- система охлаждения
- система спецводоочистки первого контура
- система организованных протечек первого контура

Задача системы подпиточной воды и борного регулирования заключается в поддержании баланса охлаждающей воды первого контура во всех эксплуатационных режимах, в поддержании и необходимом изменении концентрации борной кислоты, а также в регулировании установленных водно-химических параметров теплоносителя.

Основная задача системы охлаждения заключается в охлаждении реактора и отводе образующегося в активной зоне остаточного тепла во время остановки блока.

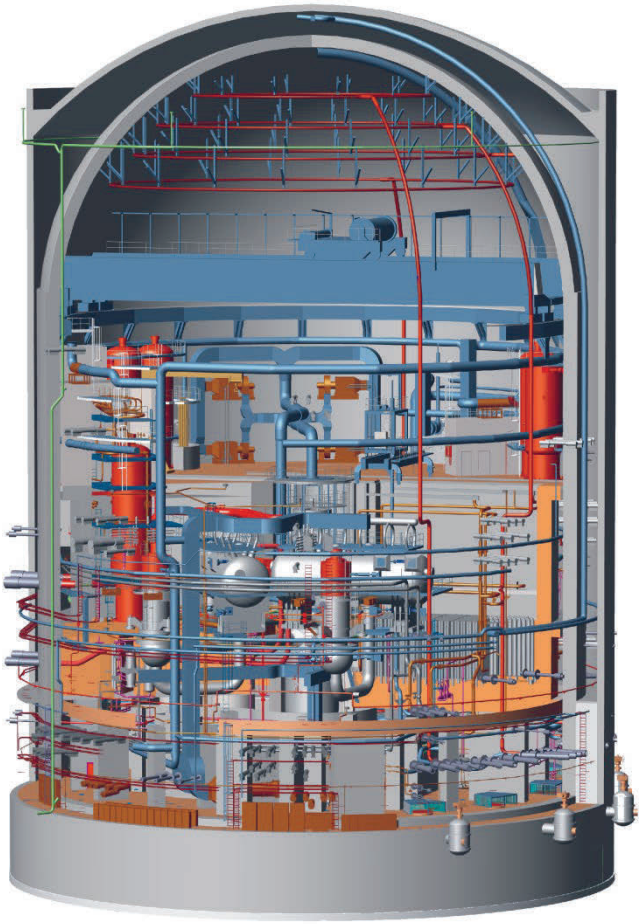
Система спецводоочистки первого контура предназначена для удаления растворенных добавок, коррозионных продуктов и продуктов деления, для обеспечения чистоты теплоносителя.

Задача системы организованных протечек первого контура заключается в постоянном контроле герметичности и целостности уплотнений на разъемах основного оборудования, а также в проверке герметичности важных для безопасности клапанов и арматур. Система осуществляет сбор образовавшихся протечек, которые затем поступают в бак контроля, после чего собранные трапные воды могут использоваться вновь.

ГЛАВА 6 – СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ

На энергоблоках ВВЭР-1200 первый контур, включающий в себя также и сам реактор, размещается внутри защитного здания с двойными стенками (в контейнменте). Вторичный контейнмент диаметром 50 м защищает оборудование от внешних угроз, тогда, как первичный контейнмент диаметром 44 м представляет собой здание цилиндрической формы, сверху закрытое куполом. Высота цилиндрической части - 44,6

м. Толщина стены в цилиндрической части составляет 1,2 м, толщина купола - 1 м. Стены, изготовленные из предварительно напряженного бетона, снаружи покрыты стальной облицовкой толщиной 6 мм.



Двойная защитная оболочка - контейнмент

Первичный контейнмент герметично изолирует содержащий радиоактивные материалы первый контур от окружающей среды; из воздушного пространства между внутренней и внешней стеной осуществляется постоянный отбор воздуха через фильтры. Двери, ведущие в контейнмент, герметично закрываются и работают, как шлюз.

За пределами контейнмента, в здании безопасности, расположены те системы безопасности, которые активируются в случае определенных аварий - их первостепенной задачей является охлаждение активной зоны реактора. Для энергоблоков ВВЭР-1200 были спроектированы несколько активных систем безопасности, для работы которых требуется электропитание. Большинство из этих систем имеет четыре - физически отделенных друг от друга - независимых канала. Необходимо отметить, что в большинстве случаев, даже один из четырех каналов способен в полном объеме выполнять защитные функции системы.

Наиболее важные активные системы безопасности:

- система аварийного впрыска теплоносителя высокого давления
- система аварийного впрыска теплоносителя низкого давления
- система хранения борированной воды
- система аварийной питательной воды
- система аварийного впрыска бора
- система аварийного газоудаления
- спринклерная система
- система аварийного снижения давления
- система аварийного охлаждения

В случае аварийной ситуации, подача электроэнергии на активные системы безопасности обеспечивается дизельгенераторами; в общей сложности, имеется четыре дизельгенератора, по одному на каждый канал.

В дополнение к активным системам, энергоблок ВВЭР-1200 оборудован и пассивными системами безопасности. Общая черта этих систем заключается в том, что для их работы не требуется вмешательство человека и внешний источник электропитания - выполнение функций в этом случае обеспечивается простыми физическими процессами. В случае отказа активных систем безопасности, пассивные системы обеспечивают охлаждение активной зоны и целостность контейнмента. Отвод остаточного тепла из активной зоны входит в задачи пассивной системы аварийного охлаждения активной зоны. Борированная вода, находящаяся в 4 гидроемкостях системы, поступает в реактор, когда давление в реакторе будет меньше, чем давление в гидроемкостях под воздействием давления расположенной над ними азотной подушки и гравитации.

Наиболее важные пассивные системы безопасности:

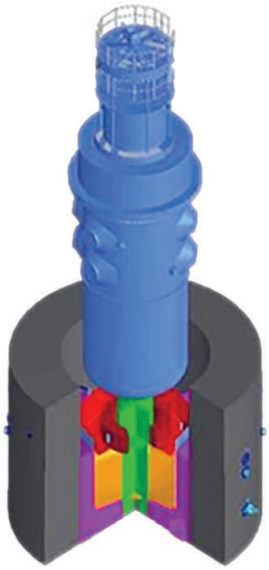
- пассивная система аварийного охлаждения активной зоны
- система пассивного отвода тепла от парогенераторов
- система пассивного отвода тепла от защитной оболочки
- система удаления водорода из защитной оболочки
- устройство локализации расплава активной зоны

Для отвода пассивного тепла существуют две такие пассивные системы, которые проектировались для управления тяжелыми авариями. Одна из них отводит тепло от парогенераторов, другая - от контейнмента; работа этих систем обеспечивается при помощи естественной циркуляции. Необходимость пассивного охлаждения парогенераторов может возникнуть в случае неработоспособности активной системы охлаждения. Если активная спринклерная система, предназначенная для охлаждения воздушного пространства конейнмента, не работает, пассивный отвод тепла должен гарантировать, что внутреннее давление контейнмента не достигнет значения, которое может поставить под угрозу целостность здания.

Эти пассивные системы способны на протяжении, как минимум, 72 часов без какого-либо внешнего вмешательства предотвращать повреждение активной зоны.

Водород, образующийся в результате химической реакции между цирконием и водяным паром, вследствие потенциального повреждения активной зоны, может поставить под угрозу целостность контейнмента. Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода, размещенные на энергоблоках ВВЭР-1200 в пределах первичного контейнмента, препятствуют возникновению взрывоопасного состояния.

Для уменьшения последствий расплавления активной зоны предусмотрена система локализации расплава. Эта система, так называемая "ловушка расплава", представляет собой специальную конструкцию, размещенную под корпусом реактора, в которую попадает расплав в случае повреждения корпуса реактора после расплава активной зоны. Эта конструкция содержит жертвенный материал-наполнитель, состоящий из оксида алюминия и железа, который смешивается с расплавом АЗ. В результате, свойства материала расплава изменяются, расплав разбавляется, а остаточное тепло, выделяемое на единицу объема, уменьшается. В наполнитель также добавляют гадолиний, который поглощает нейтроны, обеспечивая подкритичность расплава. Стальная емкость ловушки расплава снаружи охлаждается водой. При помощи этой так называемой "сухой" ловушки можно предотвратить контакт расплава с бетоном фундаментной плиты. Применение ловушки расплава позволяет снизить образование водорода и выход радиоактивных продуктов деления из обломков активной зоны.



Реактор и ловушка расплава

ГЛАВА 7 – СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ

Описание систем контроля и управления приведено в главе 7, с которой тесно переплетается глава 3. Один из подразделов главы 3 в виде каталога суммирует принципы проектирования систем контроля и управления. Это дает возможность ссылки на конкретный принцип проектирования, который используется в разделах главы 7, описывающих системы, на главу 3, где представлены связанные с данным принципом детали.

Структура системы, функциональное распределение

Данный раздел представляет общую архитектуру, дает обзор классов безопасности отдельных подсистем контроля и управления, а также описывает функции управления и назначение конкретных подсистем контроля и управления.

В данной части содержится описание примененных в подсистемах типовых решений, со следующей разбивкой:

- типовые решения для измерительной техники
- типовые решения для управления приводами
- типовые решения для защиты оборудования
- разработка внешних и внутренних интерфейсов для сигналов типовых решений
- типовые решения для обеспечения электропитания и заземления систем контроля и управления, защита от электромагнитных помех

Системы безопасности контроля и управления

В данном разделе представлено описание подсистем контроля и управления, относящихся к наивысшему, 2-ому классу безопасности, со следующей разбивкой:

- система управления и защиты реактора
- исполнительная часть АЗ
- исполнительная часть УСБТ
- система контроля нейтронного потока
- система индустриальной антисейсмической защиты
- система аварийного электроснабжения
- система управления и контроля дизельгенераторов
- система контроля и управления транспортной системы хранилища свежего топлива

Системы и средства контроля и управления, связанные с безопасностью

В данном разделе представлено описание подсистем контроля и управления, относящихся к 3-ому классу безопасности, со следующей разбивкой:

- Система ограничения мощности реактора
- Система управления и контроля положения приводов органов регулирования реактора
- Система контроля и управления нормальной эксплуатации, важная для безопасности
- Система внутриреакторного контроля
- Система регистрации сейсмической активности
- Диверсная система защиты
- СКУ для управления при тяжелых авариях
- Система контроля аварийного уровня в реакторе
- Система комплексного диагностирования первого контура
- Система контроля течей теплоносителя в первом контуре

- Система контроля концентрации борной кислоты
- Система контроля водорода внутри контейнмента
- Система контроля и управления противопожарной защиты энергоблока
- Система контроля и управления транспортировкой топлива
- Система контроля и управления шлюзом для персонала
- Система контроля и управления крана реакторного зала
- Система контроля и управления эстакадным краном
- Система контроля и управления системы надежного электроснабжения потребителей собственных нужд нормальной эксплуатации, важных для безопасности
- Система контроля и управления системы надежного электроснабжения потребителей при условиях расширенного проектирования 1
- Система контроля и управления системы надежного электроснабжения потребителей при условиях расширенного проектирования 2
- Система контроля и управления систем отопления, вентиляции и кондиционирования воздуха, важных для безопасности
- Система контроля и управления перегрузочной машины
- Система контроля и управления краном открытого перегрузочного узла
- Система контроля и управления электрическими подъемными кранами хранилищ свежего и отработанного топлива, хранилища радиоактивных отходов

Системы и средства контроля и управления, не влияющие на безопасность

В данном разделе представлены системы, не влияющие на безопасность. Эти системы не требуют получения лицензии, однако, и в их случае необходимо подтвердить, что они не оказывают негативного влияния на проектную работу систем, входящих в более высокий класс безопасности. Данные системы описываются в разделе со следующей разбивкой:

- Автоматический регулятор мощности реактора
- Система контроля управления нормальной эксплуатации, не влияющая на безопасность
- Система контроля и управления турбоустановки
- Система сбора информации от электрооборудования блока
- Система контроля вибраций оборудования реакторной установки
- Система обнаружения свободных предметов
- Система автоматизированного контроля остаточного ресурса
- Система вибромониторинга и диагностики вращающегося оборудования
- Система контроля и управления водно-химическим режимом 1 и 2 контуров
- Система контроля и управления вспомогательных систем генератора
- Система контроля и управления электрическими подъемными кранами здания турбинного цеха, хранилищ свежего и отработанного топлива, хранилища радиоактивных отходов
- Система контроля и управления обработкой и хранением твердых радиоактивных отходов
- Система контроля не герметичного топлива
- Система контроля и управления стендом для контроля и ремонта ядерного топлива
- Система контроля турбины

Данный раздел подтверждает, что системы, не влияющие на безопасность, не снижают эффективность систем, важных для безопасности.

Системы наблюдения и контроля

В данном разделе описываются системы наблюдения и контроля, со следующей разбивкой:

- Система верхнего блочного уровня
- Мозаичные панели и пульты
- Экран коллективного пользования
- Система информационной поддержки оператора

Пункты и посты управления

В данном разделе описываются различные виды пунктов и постов управления, со следующей разбивкой:

- Блочный щит управления
- Резервный щит управления
- Пост технической поддержки
- Местные пункты управления

ГЛАВА 8 – СИСТЕМЫ ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ

Эта глава подробно описывает электрооборудование атомной станции. Все электрооборудование можно разделить на две большие группы: оборудование, необходимое для нормальной эксплуатации, и оборудование, предназначенное для уменьшения последствий аварийных ситуаций.

Оборудование для электроснабжения нормальной эксплуатации обеспечивает электропитание потребителей, необходимых для нормальной эксплуатации станции (насосы, специальное станционное оборудование, компьютеры, освещение и т.д.), и отвечает за передачу генерируемой электроэнергии в энергосеть.

Задача электрооборудования, предназначенного для управления аварийными ситуациями - обеспечение электроснабжения тех потребителей (например, аварийных насосов), которые необходимы для обеспечения безопасной остановки атомной станции в случае аварийных ситуаций. В число оборудования для обеспечения аварийного электроснабжения входят дизельгенераторы и аккумуляторы, которые в случае аварийных ситуаций позволяют обеспечить работу потребителей без подключения к внешней национальной энергосети. Проектируется несколько единиц одного вида оборудования, поддерживающего безопасность, которые полностью изолированы друг от друга при установке. Это позволяет гарантировать, что даже при отказе нескольких единиц оборудования, другое подобное оборудование сможет обеспечить электроснабжение необходимых потребителей. На одном энергоблоке планируется установка, в общей сложности, 10 дизельгенераторов для наиболее важного

технологического оборудования. Для такого оборудования были установлены более жесткие технические требования и требования к качеству, по сравнению с общепринятой промышленной практикой. К таким требованиям относятся значительный запас прочности, эксплуатационная надежность (например, устойчивость к погодным условиям и землетрясениям), дополнительные требования, установленные специальными международными нормами и стандартами, принятыми в атомной энергетике (например, закупка изделий и оборудования может осуществляться исключительно у поставщиков, имеющих международный опыт работы в атомной энергетике и прошедших специальную квалификацию). Устанавливая эти требования, мы гарантируем, что даже в случае аварий с чрезвычайно низкой вероятностью наступления, будет обеспечено надежное электроснабжение жизненно важных потребителей.

С точки зрения электроснабжения, особое внимание уделено кабелям, поскольку неисправность кабелей приводит к выходу оборудования из строя. Чтобы избежать кабельных неисправностей, для кабелей были установлены такие же жесткие требования, как и для оборудования. Особое внимание в этом разделе уделено соединительным кабелям и специальным правилам их безопасного размещения. Среди кабелей также можно выделить кабели для нормальной эксплуатации и кабели, используемые при управлении аварийными ситуациями.

Кроме того, в данной главе представлена защита станции от ударов молнии и перенапряжения, которая также будет выполнена в соответствии с более жесткими техническими требованиями и требованиями к качеству, чем описано в общей промышленной практике. Назначение оборудования для защиты от ударов молнии и перенапряжения заключается в предотвращении повреждения оборудования вследствие атмосферных и других скачков напряжения или электромагнитных помех.

ГЛАВА 9 – ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ И ЗДАНИЯ

ГЛАВА 9.A.1 – ХРАНЕНИЕ И ОБРАЩЕНИЕ С ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Назначение системы - замена отработанных тепловыделяющих сборок и поглощающих стержней СУЗ (система управления и защиты) на свежее топливо и стержни.

В режимах нормальной эксплуатации система перегрузки ядерного топлива выполняет следующие функции:

- загрузка свежих тепловыделяющих сборок и стержней-поглотителей в реактор или в бассейн выдержки из транспортных контейнеров, помещенных в шахту перегрузки
- транспортировка и загрузка герметичных пеналов (пеналы для негерметичных тепловыделяющих элементов) в бассейн выдержки из герметичного пенала, встроенного в шахту перегрузки
- выгрузка свежей тепловыделяющей сборки и стержня-поглотителя из реактора в бассейн выдержки

- перегрузка тепловыделяющей сборки и стержня-поглотителя СУЗ в активной зоне реактора
- загрузка свежей тепловыделяющей сборки и стержня-поглотителя СУЗ из бассейна выдержки в реактор
- контроль герметичности отработанной тепловыделяющей сборки при перегрузке, сначала в рабочей штанге перегрузочной машины, а затем при помощи системы обнаружения дефектных сборок
- ремонт негерметичной тепловыделяющей сборки на оборудовании для контроля и ремонта ядерного топлива
- перегрузка отработанной тепловыделяющей сборки из бассейна выдержки в транспортный пенал

Система контроля герметичности бассейна выдержки

Данная система предназначена для контроля герметичности облицовки бассейна выдержки, перегрузочного бассейна и шахты, служащей для проверки внутренних конструкционных элементов корпуса реактора. Система детектирует течи, анализирует их количество и удаляет попавшую под облицовку воду в систему спецводоочистки.

Система проверки герметичности топливных кассет

Система используется для детектирования предположительно негерметичных тепловыделяющих элементов (на остановленном реакторе) и включает в себя следующие шаги:

- контроль герметичности тепловыделяющих элементов с помощью телескопической рабочей штанги перегрузочной машины
- контроль с помощью системы обнаружения дефектных сборок
- контроль и ремонт негерметичных кассет

Система транспортировки ядерного топлива на площадке АЭС

Расположенная на площадке система транспортировки ядерного топлива предназначена для перемещения ядерного топлива в пределах площадки АЭС. Для приемки и транспортировки ядерного топлива в проекте атомной станции предусмотрен открытый перегрузочный узел со всем необходимым оборудованием.

ГЛАВА 9.A.2 – СИСТЕМЫ ВОДОСНАБЖЕНИЯ

Система технической воды ответственных потребителей

Задача системы технической воды ответственных потребителей (СТВОП) заключается в обеспечении охлаждающей воды для первого контура и других приоритетных технологий, а также в отводе остаточного тепла в конечный поглотитель тепла. Система технической воды ответственных потребителей для новых блоков - аналогично работающим в настоящий момент блокам - основана на технологии использования пресной воды, однако, в случае потери Дуная как первичного конечного поглотителя тепла, либо проблем в электроснабжении подсистем, существует возможность использования резервных охлаждающих ячеек с альтернативным источником питания.

Система технической воды ответственных потребителей отводит тепло от потребителей первого контура через промежуточный контур охлаждения важных потребителей. В системах устанавливается такое давление, зависящее от эксплуатационного состояния атомной станции, которое должно в качестве физического барьера препятствовать загрязнению технологического контура охлаждения пресной водой и потенциальному выходу радиоактивного загрязнения в окружающую среду. В соответствии с требованиями, установленными для атомных электростанций с реактором с водой под давлением поколения 3+, уровень резервирования N+2, заложенный в системе технической воды ответственных потребителей, соответствует конфигурации 4x50% для систем безопасности, заложенной в проектную основу новых энергоблоков. Это означает, что системы безопасности способны выполнить свою задачу даже в том случае, если один из их каналов безопасности не доступен в связи с техобслуживанием, а другой канал откажет одновременно с этим.

Промежуточный охлаждающий контур важных потребителей

Первостепенная задача описываемых в данном подразделе систем заключается в обеспечении охлаждения потребителей, работающих в первом контуре. Эти системы выполняют промежуточную роль между системой технической воды ответственных потребителей и потребителями первого контура, в результате чего они функционируют как физический барьер между предположительно радиоактивной средой и технической водой ответственных потребителей, препятствуя выходу радиоактивной среды в систему технической воды ответственных потребителей.

Система хранения и транспортировки обессоленной воды первого контура

Задача системы заключается в обеспечении обессоленной воды для потребителей первого контура и систем дизельгенератора, расположенных в здании реактора, в здании систем безопасности, в здании обслуживания, в корпусах дизельгенераторов и во вспомогательном здании.

Конечный поглотитель тепла

Под конечным поглотителем тепла атомной электростанции следует понимать любую такую среду или связанную с ней технологическую систему, которая служит для поглощения тепловых сбросов, происходящих из многочисленных источников (с точки зрения ядерной безопасности, это, в первую очередь, остаточное тепло процесса распада). В случае водо-водяных реакторов поколения 3+ предполагается, что наряду с первичным конечным поглотителем тепла имеется и вторичный поглотитель.

Для энергоблоков ВВЭР-1200 - аналогично энергоблокам ВВЭР-440 АЭС "Пакш" - конечным поглотителем тепла служит Дунай, однако, в случае его потери, большое количество других технологий может обеспечить безопасный останов, перевод и поддержание энергоблока в контролируемом состоянии. Не претендуя не исчерпывающую полноту, приведенная ниже таблица демонстрирует самые необходимые системы, выполняемые ими функции и необходимость их работы в различных эксплуатационных состояниях атомной станции. Как мы видим из таблицы, при различных эксплуатационных состояниях станции существует несколько -

основывающихся на разных принципах работы - решений для охлаждения, обеспечивающих отвод остаточного тепла и, таким образом, препятствующих расплавлению активной зоны.

Система	**Функция**	**Конечный поглотитель тепла**	**Эксплуатационное состояние атомной станции**				
			Нормальная эксплуатация	Нарушения нормальных условий эксплуатации	Проектные аварии	Комплексные аварии	Тяжелая авария
Главный циркуляционный контур	охлаждение конденсатора: поддержка нормальной генерации	Дунай (первичный)	X				
Вспомогательная система циркуляционной воды	охлаждение технологических потребителей второго контура: поддержка нормальной генерации	Дунай (первичный)	X				
Система технической воды ответственных потребителей (первичный)	рабочее охлаждение потребителей первого контура и важных потребителей / отвод остаточного тепла по нормальному пути: нормальная эксплуатация и авария	Дунай (первичный)	X	X	X		
Система технической воды ответственных потребителей (резерв)	отвод остаточного тепла по нормальному пути: определенные комплексные аварии	воздух (альтернативный)				X	
Система технической воды ответственных потребителей (резерв)	отвод остаточного тепла по резервному пути: определенные комплексные аварии	воздух (альтернативный)				X	
Система пассивного отвода тепла от парогенератора	пассивный отвод остаточного тепла: определенные комплексные аварии	воздух (альтернативный)				X	
Система пассивного отвода тепла от защитной оболочки	пассивный отвод остаточного тепла: тяжелые аварии	воздух (альтернативный)					X

Система подпиточной воды

Задача системы подпиточной воды заключается в хранении и подаче обессоленной воды для работы, заполнения или, при необходимости, замены систем первого и второго

контура и вспомогательного оборудования. Система подпиточной воды расположена в обслуживающем технологические процессы здании. Система состоит из 5 независимых баков химобессоленной воды объемом 1000 м^3, двух насосов обессоленной воды для нормальной эксплуатации и двух аварийных насосов обессоленной воды.

Система питьевого водоснабжения

Задача системы заключается в удовлетворении потребностей в питьевой воде, возникающих на объектах станции. Система обслуживает как коммунальные, так и технологические потребности. Сеть питьевой воды подключается к заранее определенной точке.

Система сбора и отвода коммунальных сточных вод

Задача системы заключается в сборе и отводе коммунальных сточных вод, образующихся на объектах станции. Обращение со сточными водами, образующимися в контролируемой зоне, осуществляется в рамках отдельных подсистем.

ГЛАВА 9.A.3 –ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ

Система технологического и послеаварийного отбора проб

Для обеспечения оптимального водно-химического режима необходимо точное и надежное измерение химических параметров, осуществляемое в реальном времени. Необходимо стремиться к получению онлайн информации в каждом эксплуатационном режиме, при помощи которой можно проверить соответствие работы блока техническим требованиям. Кроме этого, важно обеспечить соответствие работы блока инструкциям во время переходных режимов, а также создать возможность для своевременного выявления долгосрочных аномальных тенденций. Соответственно, информация о состоянии первого контура имеет особое значение в ходе переходных режимов, поэтому возникает необходимость в частых, быстрых, точных и надежных измерениях.

Для выполнения этой задачи в первом контуре предусмотрены четыре системы пробоотбора и проведения измерений:

1. Автоматизированная система мониторинга параметров водно-химического режима первого контура

   Назначение системы - автоматический контроль водно-химических параметров теплоносителя первого контура.

2. Система пробоотбора участков спецводоочистки и вспомогательных систем реакторного отделения

   Назначение системы - периодический ручной отбор проб теплоносителя первого контура из вспомогательных систем станции и лабораторный анализ показателей качества водных сред

3. Система послеаварийного отбора проб

   Назначение системы - отбор проб охлаждающей воды активной зоны после проектных аварий для лабораторного анализа химических и радиохимических параметров; отбор проб от аварийных баков борированной воды в случае проектных аварий.

4. Система пробоотбора в случае тяжелых аварий

   Назначение системы - отбор проб в условиях тяжелых аварий для анализа химических и радиологических параметров среды в лаборатории, для оценки тяжелой аварии и принятия правильных стратегических решений.

Системы трапных вод

Данный раздел описывает системы для обработки радиоактивно загрязненных и предположительно неактивных трапных вод, образующихся в здании реактора, здании систем безопасности, во вспомогательном здании и в обслуживающем здании. Задача этих систем заключается в раздельном сборе трапных вод на основании предположения об их радиоактивной загрязненности и передача трапных вод на дальнейшую переработку. Вышеупомянутые трапные воды - это вода, образующаяся из стоков, протечек, вода, образующаяся при пожаротушении и в ходе прочих технологических процессов.

Система продувки парогенератора

Система продувки парогенератора обеспечивает поддержание водно-химических параметров парогенератора в пределах установленных значений. Система обеспечивает постоянный и периодический отвод и передачу теплоносителя второго контура на очистку, а затем его возвращение во второй контур.

Система сбора боросодержащих стоков

Система обеспечивает сбор борсодержащих стоков для возврата сред, содержащих борную кислоту, и чистого конденсата в технологические процессы.

Система очистки охлаждающей воды первого контура

Задача системы состоит в том, чтобы обеспечить переработку собранных стоков теплоносителя первого контура, содержащих бор, в такую форму, которая позволила бы вновь использовать образовавшиеся среды в технологических процессах. Обработка включает в себя концентрирование разбавленных борных сред до заданной концентрации, обработку чистого конденсата, образующегося в процессе концентрирования, а также очистку борных сред установленной концентрации.

Система дезактивации

Система дезактивации предназначена для дезактивации оборудования и помещений перед проведением планового техобслуживания и контроля, с целью снижения радиационной нагрузки на обслуживающий персонал.

Для проведения дезактивации отдельных систем и компонентов первого контура, для снижения уровня радиоактивного загрязнения поверхностей в помещениях контролируемой зоны при нормальной эксплуатации предусмотрены необходимые инструменты и разработаны специальные процедуры дезактивации. Система также способна обеспечить снижение уровня радиоактивного загрязнения после аварийных ситуаций.

Предусмотрена отдельная система дезактивации для приводов системы управления и защиты реактора, которая позволяет снизить уровень радиационной нагрузки, возникающей при проведении работ по контролю и техобслуживанию этих приводов.

Оборудование для сбора вод спецпрачечной

Задача оборудования состоит в организованном сборе жидких сред, образующихся при стирке средств защиты, используемых в первом контуре, контроле их параметров и передаче на дальнейшую переработку.

Система продувки контрольно-измерительных трубопроводов первого контура

Задача системы заключается в заполнении импульсных трубопроводов, связанных с измерениями СКУ первого контура, соответствующей технологическим параметрам средой, в продувке этих трубопроводов в случае недостоверных результатов измерений, а также в удалении образующихся кристаллов борной кислоты из импульсных трубопроводов и датчиков систем контроля и управления.

Система подачи газа вспомогательного здания

Система обеспечивает подачу пара для собственных нужд потребителей. К числу таких потребителей относится оборудование для выпаривания, бак деаэрации подпиточной воды и оборудование системы для отверждения жидких радиоактивных отходов. Конденсирующаяся вода – с учетом наличия или отсутствия радиоактивной загрязненности – возвращается во второй контур или перерабатывается в первом контуре.

ГЛАВА 9.A.4 – СИСТЕМЫ ПОДАЧИ ВОЗДУХА И ГАЗОВ

Система подачи сжатого воздуха

Так же, как и на большинстве промышленных объектов, подача сжатого воздуха играет важную роль на атомной станции; он подается в систему технического воздуха, в систему приборного воздуха и на питающую их компрессорную подстанцию.

Система технического воздуха и связанная с ней компрессорная подстанция обеспечивают подачу сжатого воздуха с давлением 8±0,5 бар, имеющего стандартную промышленную чистоту, на пневматические инструменты, используемые при эксплуатации и техническом обслуживании, для некоторых технологий (например, продувка азотной системы, разжижение ионообменной колонки), а также периодически - для системы опрессовки контейнмента. При нормальной эксплуатации расход в

системе находится в пределах 500-6000 м^3/ч, при плановых остановках он составляет 2000-8000 м^3/ч, тогда, как расход, требуемый для опрессовки контейнмента, составляет 12000 м^3/ч.

Подачу воздуха на потребители, требующие воздуха с более высокой чистотой, (например, некоторые пневматические клапаны, отдельные химические технологии и т.д.) осуществляет приборная система сжатого воздуха. В зависимости от эксплуатационного состояния станции, она подает сжатый воздух для потребителей с расходом в диапазоне 20-500 м^3/ч.

Система подачи азота

В случае отдельных технологий и методов применения, необходимо использование химически нейтральных (инертных) газов. На новых блоках они могут использоваться для создания и поддержания газовой подушки (например, для гидроемкостей) или в качестве продувочного газа (например, для выдавливания взрывоопасной среды в случае использующих водород систем – система газового охлаждения генератора, бак-барботер первого контура), для этих целей используется азот. Газ производится на азотной станции из жидкого азота давлением 17,9 бар, с применением двух ступеней давления.

Азот с давлением 58 бар передается на потребители в контейнменте через азотную систему высокого давления. Жидкий азот под давлением 200 бар подается поршневыми криогенными насосами на выпариватели – максимальная постоянная производительность системы составляет 400 м^3/ч. Для предотвращения неравномерности потребления запланировано использование 4-х групп газовых баллонов с давлением 200 бар и объемом 7,2 м^3 в качестве буферного газа. Регулирование рабочего давления производится через группы редукторных клапанов после буферов.

Азотная система низкого давления подает на потребители азот под давлением 9,8 бар, с максимальным расходом 100 м^3/ч. Жидкий азот в направлении отбора поступает из криогенных баков непосредственно на выпариватели. Аналогично азотной системе высокого давления, регулирование рабочего давления осуществляется при помощи группы редукторных клапанов, однако, в системе низкого давления нет буферов.

Прочие системы газоснабжения

В данном подразделе описываются системы газоснабжения, которые не упоминались выше и которые могут иметь отношение к ядерной безопасности. Из числа не упоминавшихся ранее систем таковой является лишь система подачи кислорода, в задачи которой входит подача кислорода на систему дожигания водорода, связанную с первым контуром. Эти системы отвечают за контролируемое дожигание водорода, образующегося в теплоносителе первого контура в результате радиолиза, препятствуя возникновению взрывоопасных концентраций и большого количества газа.

Система подачи кислорода обеспечивает подачу на систему дожигания водорода кислорода, хранящегося в двух группах газовых баллонов под давлением 150 бар, со снижением давления, с диапазоном расхода от 0,13 м^3/ч до 1,6 м^3/ч.

ГЛАВА 9.A.5 – СИСТЕМЫ ВЕНТИЛЯЦИИ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ВОЗДУХА

Вентиляционные системы блочного и резервного щита управления

Эти системы оборудованы изолирующими и фильтрующими элементами, позволяющими персоналу продолжать работу на блочном и резервном щите управления без использования средств индивидуальной защиты в случае ожидаемых отклонений от нормальной эксплуатации, аварий и событий, относящихся к условиям расширенного проектирования. Системы вентиляции и кондиционирования воздуха, обслуживающие помещения блочного и резервного щита управления в разумно реализуемой степени не зависимы друг от друга и защищены от одновременного отказа.

Вентиляционные системы здания реактора

Эти системы обеспечивают пригодную для работы оперативного персонала среду в обслуживаемых – с точки зрения радиационной защиты – помещениях при нормальной эксплуатации. Вентиляционные системы здания реактора поддерживают в помещениях, где располагаются системы и компоненты, те окружающие условия, которые соответствуют квалификации данного помещения, ограничивают распространение газообразных радиоактивных материалов и обеспечивают соблюдение ограничений по концентрации радиоактивности в воздухе. Так как функции контейнмента обеспечиваются двумя отдельными конструкциями, закрытое пространство между стенками двух контейнментов оборудовано такой вентиляционной системой, которая обеспечивает поддержание давления ниже атмосферного и содержит фильтры для удаления радиоактивных материалов, которые могут выйти из контейнмента.

Вентиляционные системы контролируемой зоны и зоны, находящейся под наблюдением

Вентиляционные системы контролируемой зоны предотвращают распространение газообразных радиоактивных материалов и их неконтролируемый выход в окружающую среду. Системы вентиляции и кондиционирования воздуха, ограничивающие распространение радиоактивных материалов, гарантируют, что величина воздухообмена в данном помещении пропорциональна величине концентрации перемещающихся с воздухом радиоактивных материалов, а также что перемещение воздуха направлено из менее загрязненных помещений в помещения с потенциально более высоким загрязнением. Количество и размещение систем гарантирует разделение вентиляции помещений с менее и более высокой степенью загрязнения.

В связи с тем, что отказ систем вентиляции и кондиционирования воздуха влияет на работу систем, выполняющих функции, важные для безопасности, эти системы были включены в соответствующие классы безопасности, и проектирование этих систем осуществлялось с необходимым резервированием и учетом требований к надежности.

Вентиляционные системы турбинного зала

Системы отопления, вентиляции и кондиционирования воздуха для турбинного зала проектировались с учетом параметров воздушной среды, необходимой для работы

оборудования и комфорта персонала. Работа вентиляционных систем турбинного зала ожидается только при нормальных эксплуатационных состояниях.

ГЛАВА 9.A.6 – СИСТЕМЫ ПРОТИВОПОЖАРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Система противопожарного водоснабжения

Система противопожарного водоснабжения атомной электростанции обеспечивает подачу воды, необходимой для тушения пожара:

- на пожарные гидранты, установленные на площадке станции
- на пожарные гидранты, установленные в помещениях зданий, расположенных на площадке атомной станции
- на стационарные автоматические водяные системы пожаротушения
- для обеспечения водой мобильных устройств пожарной бригады

Стационарные автоматические системы водяного пожаротушения в основных зданиях

В помещениях основных технологических зданий, расположенных на площадке атомной станции, установлены автоматические системы пожаротушения, способные осуществить тушение выявленного пожара без вмешательства человека.

Стационарные автоматические системы водяного пожаротушения в обслуживающих (вспомогательных) зданиях

В помещениях обслуживающих и вспомогательных зданий, расположенных на площадке атомной станции, установлены автоматические системы пожаротушения, способные осуществить тушение выявленного пожара без вмешательства человека.

Стационарные системы газового пожаротушения

Помещения зданий, расположенных на площадке атомной станции, оборудованы стационарными автоматическими системами газового пожаротушения, способными осуществить тушение выявленного пожара без вмешательства человека.

Стационарные системы пожаротушения с использованием мелко распыленной воды

Эти автоматические системы, установленные в помещениях зданий, расположенных на площадке атомной станции, способны обеспечить тушение выявленного пожара без вмешательства человека.

Пассивные системы пожаротушения

Эти системы представляют совокупность архитектурных решений, внедренных на атомной станции, которые позволяют предотвратить распространение возникшего

пожара путем обеспечения соответствующего расстояния между соседними зданиями, сопряженными с риском объектами и пожарными отсеками, а также за счет установки препятствующих распространению пожара строительных конструкций (противопожарных перемычек). Пожаростойкость зданий и строений обеспечивается путем применения строительных конструкций с соответствующими требованиям характеристиками пожарной защиты и использования специальных пожаростойких покрытий (красок). Пассивная пожарная защита важных с точки зрения ядерной безопасности систем и элементов позволяет минимизировать вероятность пожара и его последствий и обеспечить остановку энергоблока, отвод остаточного тепла и препятствовать выходу радиоактивных материалов в окружающую среду.

Система противопожарной сигнализации и оповещения

Помещения зданий, расположенных на площадке атомной станции, оборудованы стационарными автоматическими системами противопожарной сигнализации и оповещения. Их задача заключается в выявлении пожара на начальной фазе и оповещении находящегося в месте пожара персонала и лиц, участвующих в тушении пожара. Все сигналы пожарной сигнализации выводятся на блочном и резервном щите управления.

Система контроля и управления противопожарной защиты энергоблока

Система служит для детектирования, оповещения и автоматического пожаротушения в технологических помещениях атомной станции, без нарушения работы систем безопасности ни в случае нормального, ни в случае непреднамеренного срабатывания. Система спроектирована для обеспечения целостности и возможности поддержания работы во всех эксплуатационных состояниях станции. Система контроля и управления противопожарной защиты блока связана с технологическими системами блоками, т.е. с системами вентиляции, пожарного водоснабжения, блочного пожаротушения и организациями, отвечающими за пожаротушение и ликвидацию аварий, обеспечивая пожаротушение и оповещение во всех эксплуатационных состояниях блока.

Система отвода тепла и дыма и системы, препятствующие распространению дыма

Задача этих систем заключается в отведении за пределы здания дыма и тепла, возникшего в здании вследствие пожара, а также в воспрепятствовании попаданию продуктов горения в воздушное пространство отдельных участков здания, предназначенных для эвакуации. Система отвода тепла и дыма устанавливается лишь в таких помещениях технологических зданий, откуда невозможен выход радиоактивных материалов в окружающую среду.

План защиты от пожара на площадке

В подразделе описаны расстояния между строящимися на площадке атомной станции зданиями, а также маршруты передвижения и подходы к зданиям.

Противопожарная защита оборудования, содержащего газы и жидкости

В главе демонстрируется противопожарная защита в случае горючих газов и жидкостей, использующихся на территории технологических зданий.

ГЛАВА 9.A.7 – ДИЗЕЛЬГЕНЕРАТОР И ЕГО ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ

В данном подразделе представлено описание аварийных дизельных генераторов новых энергоблоков, которые в автоматическом режиме обеспечивают аварийное электроснабжение для безопасной остановки, охлаждения и поддержания энергоблоков в безопасном охлажденном состоянии в случае потери внешнего электроснабжения станции или прекращения электроснабжения в системе аварийного электроснабжения. На каждом энергоблоке к каждой из 4 независимых систем аварийного электроснабжения относится по одному аварийному дизельному генератору.

Аварийные дизельгенераторы и их вспомогательные системы представлены в следующих подразделах:

- Первый раздел описывает двигатели аварийных дизельных генераторов и принцип приведения генераторов в действие.
- Во втором разделе описаны не зависимые друг от друга системы подачи и хранения топлива для аварийных дизельгенераторов, которые без дополнительной подпитки способны обеспечить подачу топлива на дизельгенераторы в течение 72 часов.
- В третьем разделе описаны системы охлаждения дизельных генераторов. Каждый дизельгенератор оборудован собственной системой охлаждения, выполняющей две функции: поддержание необходимой температуры дизельгенератора и системы смазки в режиме резервной готовности для обеспечения быстрого запуска дизельгенератора и отвод тепла при работе дизельгенератора с помощью охлаждающего контура с передачей тепла в атмосферу через водо-воздушные теплообменники.
- В четвертом разделе описаны системы подачи сжатого воздуха, необходимые для быстрого запуска дизельгенераторов в течение 15 секунд. Каждый дизельгенератор оборудован собственной системой пускового и управляющего воздуха, которая обеспечивает подачу необходимого количества сжатого воздуха для пяти следующих друг за другом удачных запусков, а также для работы пневматических управляющих клапанов.
- В пятом разделе описаны собственные, не зависящие друг от друга системы смазки дизельгенераторов. Кроме того, что они обеспечивают смазку деталей, вступающих в трение при запуске, в ходе работы и при остановке, они также обеспечивают и отвод образовавшегося в процессе трения тепла, с передачей этого тепла системам охлаждения.
- В шестом разделе описано обеспечение дизельгенераторов воздухом для горения, а также систем, использующихся для отведения образующихся продуктов горения. Эти системы содержат описание турбокомпрессоров генератора, которые повышают производительность дизельгенераторов и улучшают коэффициент полезного действия.

ГЛАВА 9.A.8 – ПРОЧИЕ ДИЗЕЛЬГЕНЕРАТОРЫ И ИХ ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ

В данной главе описаны дизельгенераторы первого контура новых энергоблоков, а также дизельгенераторы для управления комплексными и тяжелыми авариями. Дизельгенераторы первого контура и дизельгенераторы для управления комплексными авариями обеспечивают подачу электроэнергии для систем электроснабжения важных потребителей первого контура и для систем электроснабжения важных потребителей при тяжелой аварии, в том случае, если прекратится электроснабжение этих систем. На каждом энергоблоке установлены две независимые превентивные системы электроснабжения важных потребителей первого контура и две системы электроснабжения важных потребителей при тяжелой аварии, к каждой из которых относится собственный независимый дизельгенератор. В дополнение к ним, на каждом энергоблоке есть мобильный дизельгенератор для использования в случае необходимости при тяжелой аварии.

Структура главы с описанием дизельгенераторов первого контура, дизельгенераторов для комплексных аварий и их вспомогательных систем аналогична структуре главы, описывающей аварийные дизельгенераторы.

ГЛАВА 9.A.9 – ПРОЧИЕ ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ

Системы коммуникации

Комплекс аппаратного обеспечения для коммуникации и предупредительного оповещения состоит из двух частей: комплекс средств внутренней коммуникации и комплекс средств внешней коммуникации.

Комплекс средств внутренней коммуникации представляет собой совокупность систем, каждая из которых позволяет выполнять функции по эксплуатации и техническому обслуживанию при нормальной эксплуатации, а также доступных в случае аварийной ситуации и аварии. Комплекс средств внутренней коммуникации состоит из шести голосовых систем.

Система средств внешней коммуникации обеспечивает доступ ко внешним коммуникационным сетям в ходе нормальной эксплуатации и техобслуживания атомной станции, а также в случае аварийных ситуаций и событий.

Системы освещения

Задача систем освещения (нормальные и резервные системы) заключается в обеспечении соответствующего освещения для персонала, выполняющего работу в помещениях и вне помещений атомной станции, в зависимости от функции помещения и эксплуатационного состояния атомной станции, а также в надлежащем освещении путей эвакуации.

Система разделения контейнмента

Система разделения контейнмента проектировалась для обеспечения функционирования вентиляционных систем здания реактора, с разделением внутреннего пространства контейнмента на две части (зоны).

ГЛАВА 9.A.10 – ГРУЗОПОДЪЕМНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ

В главе представлено подъемное оборудование и краны новых энергоблоков. С точки зрения ядерной безопасности, большое значение имеет деятельность, связанная с транспортировкой ядерного топлива (свежих и отработанных тепловыделяющих сборок). Конструкция механических, электрических систем и систем управления грузоподъемными машинами должна иметь высокую надежность, позволяющую исключить повреждение топлива.

В первом разделе описывается кран, использующийся в реакторном зале (более известный как полярный кран кругового действия). Задача крана – обеспечить все необходимые операции по перемещению грузов в здании реактора: обслуживание работ по строительству энергоблока, перемещение топлива в ходе эксплуатации и поддержка техобслуживания реактора.

Второй раздел посвящен крану, использующемуся в хранилище свежего топлива. Кран является одним из элементов системы хранения и обращения со свежим топливом; его задача – выполнение грузоподъемных операций, связанных с приемкой и подготовкой свежего топлива.

Важную роль с точки зрения производства электроэнергии играет кран турбинного зала, описываемый в третьем разделе. При проведении техобслуживания турбины и генератора необходим подъем и перемещение деталей большого веса. Кран грузоподъемностью 350 тонн, с вылетом стрелы 56 метров, является самым большим грузоподъемным оборудованием энергоблока.

Перемещение материалов в контейнмент и из контейнмента осуществляется через грузовой шлюз. К внешней стороне контейнмента монтируется кран, описываемый в четвертом разделе. В задачу крана входит перенос поступающего извне и выгружаемого из контейнмента топлива, вспомогательных материалов, деталей и отходов между шлюзом и уровнем земли.

В пятом разделе описывается кран, необходимый для приемки свежего топлива, поступающего на площадку и для вывоза отработанных тепловыделяющих сборок.

ГЛАВА 9.A.11 – ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЙ РЕЖИМ

Формирование водно-химического режима первого и второго контура атомной станции осуществлялось с учетом следующих требований:

- ядерная безопасность
- нормы радиационной безопасности
- эксплуатационная безопасность

Во время эксплуатации станции в теплоноситель первого и второго контура могут попасть загрязняющие материалы, которые могут запустить вредные процессы.

С точки зрения снижения уровня загрязнения теплоносителя, наиболее важной задачей является поддержание минимальных значений уровня внешних загрязнений. Внешние загрязнения, попадающие в теплоноситель, могут распространяться в зависимости от своих химических и физических характеристик и технологических систем. Загрязнения могут оседать на отдельных участках оборудования, снижая, таким образом, эксплуатационную безопасность и эффективность, увеличивая мощность дозы в первом контуре, что – в свою очередь – может привести к ухудшению эксплуатационных характеристик и сложностям в техобслуживании. Особенно опасны отложения на тепловыделяющих элементах, так как они не только снижают эффективность теплопередачи, но и могут привести к повреждению тепловыделяющего элемента.

Другой важной задачей является ограничение скорости коррозии конструкционных материалов, обеспечиваемое при помощи правильной разработки водно-химических норм и оптимизации взаимодействия между металлом и теплоносителем.

В задачи водно-химического режима второго контура входит минимизация процессов коррозии напряженного металла парогенераторов. Для этого необходимо обеспечить минимальную – технически достижимую – концентрацию загрязняющего материала в рабочей среде второго контура.

ГЛАВА 9.B – ЗДАНИЯ И СТРОИТЕЛЬНЫЕ КОНСТРУКЦИИ

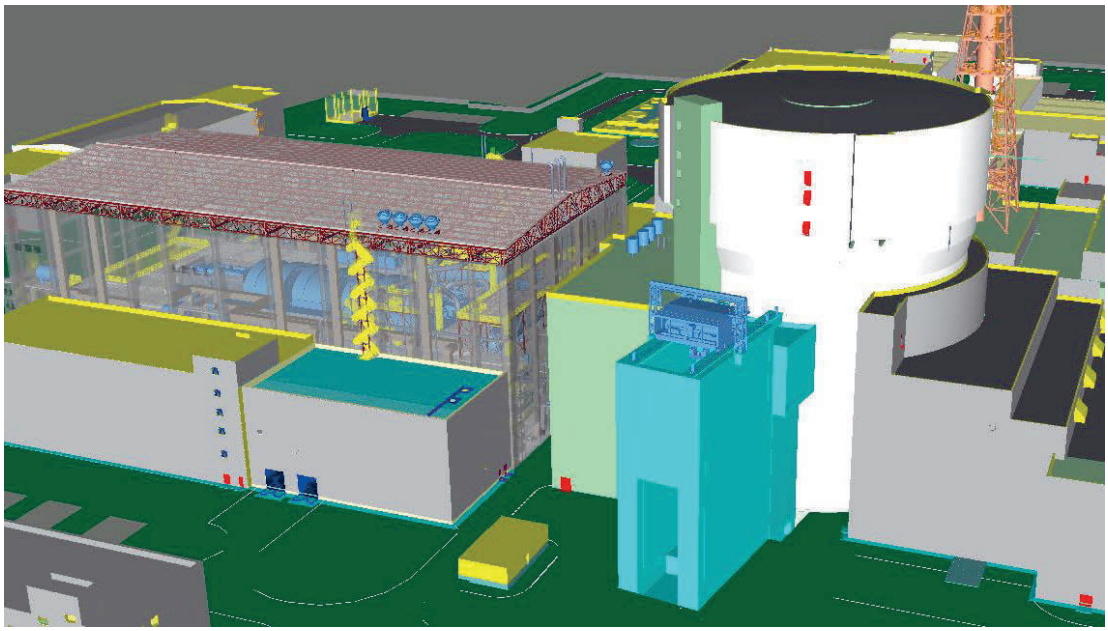
В главе представлены здания ядерного объекта и инженерные конструкции, необходимые для работы и эксплуатации атомной станции. Эти здания и инженерные конструкции проектируются, в первую очередь, с учетом национальных и во вторую очередь, с учетом международных требований, которые описываются в главе 3.

Глава содержит общее описание ядерного объекта, перечисляющее все здания. Описывается так называемый ядерный остров и его функционирование. К ядерному острову относится здание реактора и группа окружающих его строений.

Здания и инженерные конструкции, необходимые для эксплуатации атомной станции, описываются в главе с разбивкой на две группы:

1) здания, прямо или косвенно связанные с ядерной технологией,
2) прочие здания и инженерные конструкции, напрямую не связанные с ядерной технологией, но необходимые для работы атомной станции.

В подразделе представлены функции зданий и их связь с другими строениями, классификация зданий в различные классы, основные данные для проектирования, использовавшиеся для данного здания, описания конструкционных и применяемых материалов, чертежи и сечения.



Контейнмент и связанные с ним здания

В случае зданий, входящих в группу 1), описывается деятельность, связанная с мониторингом, тестированием и техобслуживанием. Кроме этого, уделяется внимание особенностям проектирования на срок службы – в их число входят управление старением, требования по радиационной безопасности и, не в последнюю очередь, глава завершается оценкой проектирования безопасности (проектирование с учетом внутренних и внешних угроз). В рамках этого проводится оценка требований Кодекса о Ядерной Безопасности для данного здания.

В большом количестве случаев здания энергоблока № 5 и 6 идентичны, однако, некоторые различия все-таки есть. Отчет содержит подробное описание зданий энергоблока № 5, но описывает также и отличия, характерные для энергоблока № 6. Кроме этого, на данном этапе проектирования энергоблоков в качестве справочного документа представлены также и расчеты несущих конструкций для зданий, включенных в классы безопасности 1, 2 и 3.

В число зданий группы 1), среди прочих, входят: здание реактора, вспомогательное здание, здание управления, хранилище свежего топлива, здания, связанные с системой технической воды ответственных потребителей. В число зданий группы 2), среди прочих, входят: здание турбины, строения, связанные с системой охлаждения потребителей турбинного зала, сооружения сети энергоснабжения, общестанционные здания, здания водоподготовки, различные маслохранилища и прочая инфраструктура (коммуникационные сети, дороги, железная дорога).

ГЛАВА 10 – СИСТЕМЫ ПОДАЧИ ПИТАТЕЛЬНОЙ ВОДЫ, ПАРА И ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ

Назначение и общее описание систем

Система пара и преобразования энергии состоит из системы подачи острого пара, турбины, вспомогательных и обслуживающих систем, системы главного конденсата и системы питательной воды. Турбогенераторная установка осуществляет преобразование в электрическую энергию тепловой энергии пара с высокой температурой и высоким давлением, поступающего с парогенераторов главного циркуляционного контура.

Система подачи острого пара

Задача системы подачи острого пара заключается в передаче на турбины перегретого пара, производимого парогенераторами (4x1600 т/ч), с давлением 6,9 МПа и температурой 286 °C. Каждый парогенератор оборудован собственным паровым коллектором.

Система оборудована отсекающими клапанами для быстрой изоляции парогенератора в случае разрыва паропровода и трубопровода питательной воды, или при течи из первого контура во второй.

Система подачи острого пара оборудована быстродействующей редукционной установкой для сброса пара в атмосферу для охлаждения энергоблока при нормальной эксплуатации, если работа БРУ-К запрещена, или в случае необходимости аварийного охлаждения блока.

Система питательной воды

Задача системы питательной воды заключается в хранении, деаэрации и транспортировке питательной воды (давление 8 МПа, температура 225 °C, расход 6400 т/ч) в парогенераторы через подогреватели высокого давления. Система состоит из бака с подсоединенным к нему деаэратором, насоса питательной воды с четырьмя бустерными насосами и вспомогательных систем.

Каждый парогенератор имеет свой коллектор питательной воды.

Система подогревателей высокого давления
Задачи системы заключается в подогреве питательной воды для повышения электрического КПД энергоблока. Подогрев питательной воды осуществляется на двух ступенях и двух параллельных линиях; температура питательной воды на выходе из системы составляет 225 °C.

Вспомогательная система питательной воды

Вспомогательная система питательной воды дополняет основную систему питательной воды. Система выполняет дополнительные пусковые функции (заполнение, нагрев, деаэрация), подает питательную воду из деаэратора в парогенератор на начальном этапе запуска блока и во время останова блока. Система состоит из двух вспомогательных питательных электронасосов и вспомогательных систем.

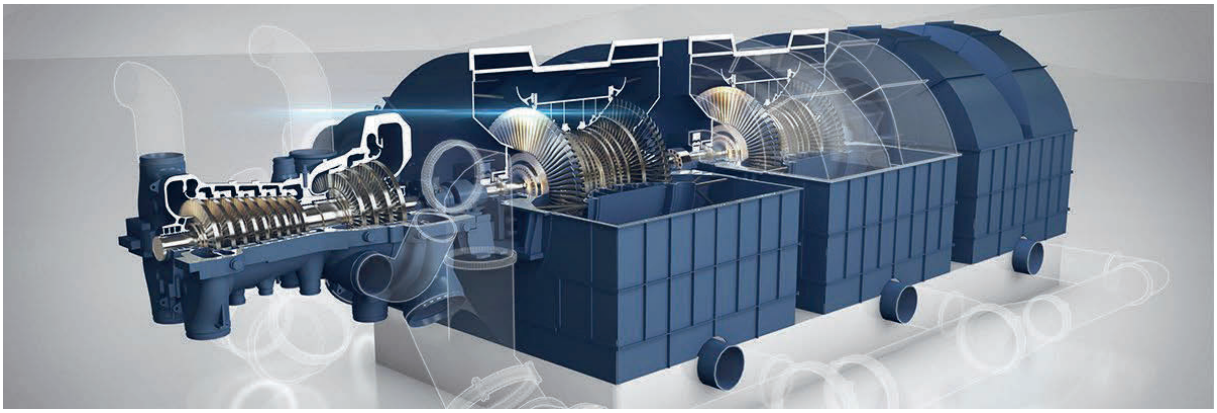
Турбогенераторная установка

Задача турбины заключается в преобразовании тепловой энергии пара, поступающего с парогенератора и передаваемого системой подачи острого пара, в механическую энергию генератора и затем в электрическую энергию.

На энергоблоке используется тихоходная паровая турбина типа ARABELLE™ (1500 л/мин), состоящая из одного цилиндра высокого и среднего давления и трех цилиндров низкого давления.

Турбогенератор представляет собой четырехполюсный тихоходный (1500 л/мин) трехфазовый синхронный агрегат (с номинальной эффективной мощностью 1270 МВт и напряжением на клеммах 24 кВ). Для охлаждения ротора и корпуса статора используется непосредственное охлаждение водородом, для охлаждения обмотки статора – водяное охлаждение. Задача генератора – работая параллельно с электрической сетью, осуществлять преобразование механической энергии, поступающей с турбины, в электрическую энергию.

К турбогенератору подключен возбудитель с вращающимися диодами, функция которого – возбуждение и развозбуждение турбогенератора, а также управление напряжением на клеммах турбонагнетателя и реактивной мощностью с помощью контроллеров возбуждения.



Паровая турбина ARABELLE™

Вспомогательные системы турбины

Сепаратор-пароперегреватель турбины

Задача системы заключается в снижении содержания влаги пара, поступающего из цилиндра высокого давления турбины (сепарация), в перегревании (в две ступени) и передаче перегретого пара на цилиндр среднего давления турбины для повышения КПД энергоблока.

Конденсатор

Функция конденсатора заключается в получении, охлаждении и конденсации пара, сброшенного быстродействующей установкой сброса в конденсатор, а также в принятии

конденсата и стоков нескольких систем, расположенных в здании турбины для обеспечения максимального КПД турбины.

Воздухо-отсасывающее устройство конденсатора турбины

Задача системы – создание и поддержание вакуума в конденсаторе.

Система охлаждения конденсатора

Задача системы охлаждения конденсатора состоит в подаче охлаждающей воды на генератор турбины и отвод остаточного тепла из процесса. Система охлаждения конденсатора использует пресную воду, которая поступает из Дуная через подводящий канал холодной воды и возвращается в Дунай по отводящему каналу горячей воды. Преимущество прямоточного охлаждения заключается в том, что энергоблоки работают с более высокой эффективностью, поскольку применение прямоточного охлаждения – по сравнению с использованием башен-градирен – дает дополнительные 15-20 МВт электрической мощности.

Забор воды из Дуная может варьироваться в пределах 43 и 61 $м^3/с$ для энергоблока, номинальный забор воды составляет 58 м3/с. Для того, чтобы не ограничивать работу атомной станции в экстремально жаркую погоду, в интересах соблюдения предельных значений температуры воды в Дунае устанавливается дополнительная охлаждающая система, которая при помощи небольших охлаждающих градирен передает в атмосферу часть тепла, отведенного от конденсаторов.

Система конденсата

Задача системы конденсата заключается в транспортировке конденсата из конденсатора к питательному баку, оборудованному деаэратором.

Система подогревателей питательной воды низкого давления

Система подогревателей питательной воды низкого давления обеспечивает подогрев конденсата в подогревателях питательной воды низкого давления для повышения эффективности системы.

Вспомогательные системы турбины

Система смазки турбины

Система обеспечивает смазку подшипников турбины и генератора и одновременно с этим отводит от подшипников тепло, образовавшееся при трении. Для заполнения масляного бака необходимо 141 $м^3$ масла. Главный масляный насос приводится в движение от вала турбины при помощи приводного механизма. При запуске и остановке турбины масло транспортируется вспомогательными масляными насосами. Аварийный масляный насос обеспечивает подачу масла в случае отказа вспомогательных масляных насосов. Маслопровод помещен в защитную трубу (конструкция труба в трубе), чтобы предотвратить попадание масла в турбинный зал.

Система масла для контура управления

Задача системы – обеспечение масла высокого давления для контура управления сервоприводов быстродействующих и регулирующих клапанов турбины, а также для

работы электрогидравлической части защитного блока турбины. Объем масла в системе составляет 1400 литров, каждый год необходимо добавление 10-12 литров.

Система запирающего пара сальниковых уплотнений

Задача системы запирающего пара сальниковых уплотнений турбины – предотвращение утечки пара из турбины (в турбинный зал), а также предотвращение всасывания воздуха в вакуумное оборудование турбины при нормальной эксплуатации.

Вспомогательные системы генератора

Турбогенератор должен иметь высокую эксплуатационную надежность и коэффициент готовности. Для этого необходимы вспомогательные системы, которые обеспечивают надлежащее охлаждение и смазку.

Система подачи масла на уплотнения вала генератора

В турбогенераторах с охлаждением водородом подача масла на уплотнение вала обеспечивается отдельной системой, подсоединенной к системе смазки подшипников. Задача этой системы подачи масла заключается в подаче масла на запирающие уплотнения, расположенные на обоих концах турбогенератора, в предотвращении утечки водорода из корпуса генератора, в охлаждении и удалении газов из масла.

Система газоснабжения генератора

Задача системы газоснабжения генератора состоит в заполнении генератора газом (водород, азот или воздух) в зависимости от режима работы, в поддержании требуемого давления газа (с соблюдением соответствующей чистоты и влаги), в обеспечении возможности проведения контроля и вмешательств после заполнения, а также в охлаждении газа и в удалении газа из генератора. Частью системы газоснабжения является система аварийного удаления водорода, способная обеспечить быстрое снижение давления водорода через трубопровод, выведенный на крышу турбинного зала.

Система водяного охлаждения обмотки статора генератора

Задача системы охлаждающей воды обмотки – обеспечение охлаждения обмотки статора турбогенератора за счет циркуляции обессоленной воды в системе, а также обеспечение постоянного контроля температуры и проводимости обессоленной воды.

Быстродействующая редукционная установка для сброса пара в конденсатор турбины

В случае аварий, влияющих на турбину и генератор, данная установка отводит пар из системы подачи острого пара в конденсатор, в обход турбины.

Система подачи пара для собственных нужд

Система включает в себя вспомогательный паровой коллектор, быстродействующую редукционную установку для сброса пара в систему собственных нужд, предохранительные клапаны, трубопроводы и вентили. Задача системы подачи пара для собственных нужд – обеспечение паром собственных потребителей турбинного зала, подача пара в систему централизованного теплоснабжения, в систему отопления

объекта, потребителям пара и, при необходимости, подача пара на соседний энергоблок. При нормальной эксплуатации питание системы подачи пара для собственных нужд осуществляется с 5-ой точки отбора пара турбины (10,3 бар), однако, при помощи двух редукторов может быть обеспечена и подача из системы острого пара. Через вспомогательные паропроводы, соединяющие энергоблоки, возможно обеспечение необходимого пара при запуске соседнего блока, подачу пара для этого может обеспечить вспомогательный электрический котел.

ГЛАВА 11 – ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Данный раздел описывает процедуру обращения и размещения радиоактивных отходов для режимов нормальной эксплуатации и прочих, отличных от нормальной эксплуатации, состояний, с учетом действующей национальной венгерской политики и программы в области обращения с радиоактивными отходами.

В разделе подтверждено соответствие решений и мероприятий по безопасному обращению с радиоактивными отходами, возникающими на протяжении срока службы атомной станции. В соответствии с требованиями проектирования определяются источники, количество и регулярность образования твердых, жидких и газообразных отходов. В разделе уделено внимание качественным характеристикам и форме радиоактивных отходов разной активности, а также методам переработки, хранения и транспортировки радиоактивных отходов. В разделе описаны также и те решения, при помощи которых можно минимизировать общее количество радиоактивных отходов, образующихся во время срока службы АЭС.

Процесс обращения с твердыми радиоактивными отходами, образующимися во время проектного срока службы, состоит из следующих шагов:

- Радиоактивные и не радиоактивные отходы разделяются уже по месту их образования, для того, чтобы на технологию переработки были направлены только те отходы, которые требуют специальной обработки.
- Радиоактивные отходы подразделяются на две группы в зависимости от того, могут ли они быть подвергнуты компактированию (например, загрязненная спецодежда, средства индивидуальной защиты, использованные фильтры вентиляционного оборудования) или не могут (например, не подлежащее ремонту демонтированное оборудование с радиоактивно загрязненными поверхностями).
- Компактирование будет осуществляться при помощи пресса под давлением с усилием сжатия 20000 кН, что в десять раз позволит уменьшить объем радиоактивных отходов. Это означает, что после компактирования 10 бочек отходов будет получена одна бочка радиоактивных отходов, направляемая на окончательное захоронение. Важно отметить, что 80-85% образующихся твердых отходов будут пригодны для компактирования, поэтому - с учетом вышеизложенного - объем направляемых на окончательное захоронение отходов может быть существенно уменьшен.
- Некомпактируемые отходы будут помещаться в стальные контейнеры. Для максимально эффективного использования объема хранения, доступного в

контейнере, «пустые» пространства между отходами заполняются цементированными жидкими радиоактивными отходами.

Задача системы переработки жидких радиоактивных отходов заключается в селективном сборе, хранении и переработке радиоактивно загрязненных сточных вод, образующихся в процессе эксплуатации АЭС, небольшого количества загрязненных органических растворителей и масел. Для выполнения этой серьезной комплексной задачи в проекте предусмотрены следующие функции, обеспечивающие управление жидкими радиоактивными отходами:

- селективный сбор сточных вод,
- хранение жидких радиоактивных отходов,
- переработка жидких радиоактивных отходов путем выпаривания для уменьшения объема и проведения ионообменной очистки,
- отверждение жидких радиоактивных отходов путем цементирования в железобетонных контейнерах.

В результате использования современной и эффективной технологии, несколько тысяч кубометров жидких радиоактивных отходов, образующихся ежегодно,захораниваются, в общей сложности, в 25 контейнерах объемом 1,5 $м^3$ в Государственном Хранилище Радиоактивных Отходов в Батаапати.

Ежегодное количество переработанных твердых радиоактивных отходов низкой и средней активности, также захораниваемых в Государственном Хранилище Радиоактивных Отходов, составляет не более 60 $м^3$ на каждый блок.

ГЛАВА 12 – ЗАЩИТА ОТ РАДИАЦИИ

Данный раздел посвящен вопросам проектирования радиационной защиты. При эксплуатации атомных электростанций образуются радиоактивные материалы, характеризующиеся появлением ионизирующего излучения, приводящего к облучению персонала. Защита от ионизирующего излучения является одним из основополагающих аспектов безопасной эксплуатации, поэтому большое внимание уделяется защите персонала и населения.

В результате примененных на блоках технических решений радиационная нагрузка на персонал и население находится намного ниже официально установленных предельных значений. Прогнозируемый для нормальной эксплуатации атомной электростанции вклад в дозу, получаемую населением, на уровне 60 нЗв /год чрезвычайно мал, его размер сопоставим с вкладом естественной дозы, полученной в течение одного часа пребывания на открытом воздухе, поэтому его можно считать незначительным с точки зрения рисков для здоровья.

Данный раздел описывает общие принципы радиационной защиты, политику в области радиационной защиты, методы и применяемые технологические решения. В разделе показаны меры по обеспечению радиационной защиты населения и персонала при различных эксплуатационных состояниях атомной станции.

В данном разделе приводится краткое описание тех решений по обеспечению радиационной защиты, которые были приняты во внимание при проектировании станции, а также показывается, каким образом основные меры по защите от радиации были учтены на данном этапе проектирования и подготовки к эксплуатации. В данном документе мы подтверждаем, что обеспечивая постоянный контроль источников радиации, мы разрабатываем такие эксплуатационные и административные решения, которые гарантируют поддержание радиационной нагрузки на персонал и население на разумно достижимом низком уровне (принцип ALARA).

Данная глава состоит из нескольких подразделов. Первый подраздел посвящен вопросам обеспечения разумно достижимого низкого уровня радиации, с описанием:

- общих рекомендаций по радиационной защите
- обязательств руководства
- проектных решений
- эксплуатационных решений

Следующий раздел фокусируется на источниках ионизирующего излучения. Здесь мы представляем как мобильные, так и стационарные источники излучения, а также ионизирующее излучение, вызываемое потенциально присутствующими газообразными радиоактивными веществами. Здесь же необходимо показать возможные пути облучения. Отдельный подраздел посвящен следующим вопросам:

- ионизирующее излучение, вызванное твердыми и жидкими радиоактивными материалами,
- ионизирующее излучение, вызванное газообразными радиоактивными материалами

В одном из подразделов представлены детали проектирования радиационной защиты, с обращением особого внимания на:

- свойства проектирования объекта
- экранирование
- вентиляцию
- стационарные системы мониторинга радиационного излучения и аэрозолей
- организационные и административные меры радиационной защиты.

Также в отдельном разделе представлен расчет дозовой нагрузки, с детальным описанием зон радиации, образующихся в различных эксплуатационных состояниях, и с указанием доз облучения, которые могут потенциально воздействовать на персонал и население. В этом же подразделе описываются предельные значения для дозовой нагрузки, установленные регулирующим органом, а также административные и практические меры оперативного контроля дозы.

В разделе, посвященном административной организации, участвующей в реализации программы радиационной защиты на станции, оборудованию, измерительным приборам, объектам и соответствующим процедурам, затрагиваются следующие вопросы:

- состав и структура организации, реализующей программу
- создание стационарной системы радиационного контроля
- эксплуатация системы радиационного контроля с отбором проб
- методика и выполнение процедур радиационной защиты

В последнем подразделе главы представлены анализы и оценки, демонстрирующие, что описанные в этой главе системы, а также технические и административные решения, позволяют достичь целей, поставленных при проектировании радиационной защиты, и обеспечить выполнение нормативных требований.

ГЛАВА 13 – ЭКСПЛУАТАЦИЯ

Данный раздел описывает, каким образом существующая в настоящий момент организационная структура ЗАО Пакш II будет преобразована в организацию-оператора атомной станции, с учетом требований к ядерной безопасности на конкретных этапах реализации проекта. Существующая в настоящий момент организационная структура является исходным состоянием; конечной точкой будет являться состояние, когда оба энергоблока находятся в эксплуатации, и организация выполняет свои задачи в соответствии со Стандартной Моделью Работы Ядерного Объекта (SNPM).

Структура системы управления, численность персонала и эксплуатационные возможности организации изменяются в зависимости от того, какие задачи ставятся на том или ином этапе проекта. На данном этапе проекта - на этапе подачи заявления на получение лицензии на реализацию - численность и квалификация персонала соответствуют задачам, связанным с лицензированием и подготовкой. По мере реализации проекта, эта ситуация будет меняться, и в конечном итоге будет достигнута запланированная для безопасной и экономически эффективной эксплуатации энергоблоков численность готового к выполнению своих задач эксплуатационного персонала в 1060 человек (0,42 МВт/чел). С точки зрения эксплуатационной численности и квалификации, проект может быть разбит на четко выделяемые этапы. Вместо названий организационных структур для следующих друг за другом этапов проекта целесообразно показать их функциональные задачи. Описываемые этапы и необходимая численность выглядят следующим образом:

- *Подготовка заявления на получение лицензии на сооружение* (предшествующий этап)
  Проект располагает необходимой численностью, задача заключается в подаче - в установленный срок - заявления на получение лицензии на реализацию, для чего каждая организационная структура должна организовать эффективную работу с Генподрядчиком в своей профессиональной области.

- *Период после подачи заявления на получение лицензии на сооружение* (текущий период)
  Необходимо подготовиться к обеспечению необходимой численности персонала, с учетом тех потенциальных молодых работников, которые имеют необходимое образование и готовы выполнять эту работу. Необходимо учитывать и возраст работников на период, как минимум, следующих 10 лет. Задача уже находящихся

в штате сотрудников - получение лицензий на изготовление оборудования, закупку, строительство и водопользование; согласование передаваемых документов, а также обучение, включающее получение базовых и специальных знаний.

- *Строительно-монтажные работы* (промежуточный этап)
  Основные задачи - приемка оборудования по месту, контроль качества и надзор за деятельностью субподрядных организаций. Точное определение численности отсутствует - нами была принята во внимание рекомендация ВАО АЭС, а за реперную точку было принято промежуточное состояние - "первый бетон" фундамента здания реактора - численность определялась по этим данным. Во время строительства осуществляется теоретическое и практическое обучение персонала, который будет принимать участие в эксплуатации, техобслуживании и технической поддержке; часть практического обучения будет проведена в здании тренажера.

- *Подготовка к вводу в эксплуатацию* (начальный этап подготовки)
  В этот период завершается обучение всего эксплуатационного и обслуживающего персонала энергоблока № 5. Технические специалисты проводят приемку оборудования на местах.

- *Предпусковые наладочные работы* (этап индивидуальных испытаний, промывок, продувок)
  В этот период проводятся индивидуальные испытания оборудования и систем в соответствии с рабочими программами ввода в эксплуатацию и предварительными инструкциями по эксплуатации. За этот период персонал приобретает практический опыт, отрабатывается запуск и остановка оборудования, выполняются индивидуальные испытания, подготовка и проведение технического обслуживания. К концу данного этапа персонал, занятый на должностях, важных для безопасности, должен получить необходимые для выполнения работы лицензии.

- *Ввод в эксплуатацию* (этап эксплуатационных испытаний, горячей обкатки, вывода энергоблока на минимально контролируемый уровень мощности)
  В этот период осуществляется первая загрузка топлива в активную зону, достижение критичности, поднятие мощности блока на основании проведенных эксплуатационных испытаний, выполнение испытаний, предусмотренных для отдельных подэтапов работ.

- *энергоблок № 5 находится в эксплуатации, на энергоблоке № 6 ведется ввод в эксплуатацию* (период ввода в эксплуатацию параллельно с эксплуатацией)
  В этот период один из энергоблоков работает на установленной мощности, тогда как персонал энергоблока № 6 проходит практическое обучение на ранее упомянутых этапах. На этом этапе численность персонала близка к той, которая должна быть на последнем этапе, с тем отличием, что часть персонала отдела технической поддержки уже относится к эксплуатации, а часть продолжает работу по вводу в эксплуатацию.

- *Оба блока находятся в эксплуатации* (этап эксплуатации)
  Функционирование осуществляется так же, как и на всех атомных станциях, согласно модели INPO (Институт по эксплуатации АЭС), организационная структура соответствует этой модели.

В соответствии с требованиями Кодекса о Ядерной Безопасности, в данном разделе Предварительного отчета по обоснованию безопасности затрагиваются следующие темы:

- Обучение персонала, формы обучения. Проверка знаний, рекомендации и методы, используемые для повышения квалификации. Целью этих мероприятий является обеспечение надлежащей численности высококвалифицированного персонала для ЗАО Пакш II.
- Создание Учебно-тренировочного центра, включая полномасштабный тренажер, связанные с ним требования и процедуры валидации и верификации, разработка практических решений. Отработка стандартных и нестандартных операций при эксплуатации.
- Разработка технического обслуживания и ремонта. Надежность оборудования и планирование техобслуживания, ориентированного на состояние: преимущества, недостатки и области применения.
- Управление старением, управление изменениями систем и элементов в ходе срока службы станции. Подготовка программ для замены оборудования и создания необходимого запаса деталей.
- Хранение, транспортировка, размещение и обращение со свежими и отработанными тепловыделяющими сборками.
- Требования к загрузке, перегрузке и выгрузке из активной зоны; соблюдение дисциплины по безопасности, требования к собственному персоналу и персоналу подрядчиков; требования к "чистой сборке".
- Использование собственного эксплуатационного опыта и опыта других станций, документирование событий, проверка эффективности корректирующих мероприятий.
- Проведение аудитов независимой организацией, назначенной для надзора за безопасностью в компании Лицензиата. Права и обязанности уполномоченной организации, задачи областей, подвергаемых проверке и аудитам.
- Процедуры техники безопасности и охраны труда персонала, а также прочие требования (инструкции по радиационной защите, административные инструкции).
- Рабочие инструкции. Описание управления нормальной эксплуатацией, нарушениями нормальных условий эксплуатации, проектными и запроектными (имеющими очень малую вероятность) авариями. Подробное описание в рабочих инструкциях задач персонала БЩУ, служб технической поддержки и службы, отвечающей за ликвидацию аварий; применяемая документация и системы контроля.

ГЛАВА 14 – ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ

Настоящий раздел, подготовленный для новых энергоблоков, строится на опыте, полученном при вводе в эксплуатацию энергоблоков ВВЭР-1000 и энергоблока ВВЭР-1200 Ленинградской АЭС-2, являющегося референтным блоком для проекта в Пакше.

Данный раздел описывает весь процесс ввода в эксплуатацию, с разбивкой на этапы и подэтапы. Для каждого этапа и подэтапа процесса ввода в эксплуатацию приводится описание роли и обязательств Генподрядчика и ЗАО Атомная электростанция Пакш II.

В период ввода новых блоков в эксплуатацию на первом этапе необходимо провести испытания систем и оборудования энергоблока без загрузки ядерного топлива.

Работы, следующие друг за другом и проводимые на этапе ввода энергоблока в эксплуатацию без загрузки ядерного топлива в реактор, были разделены на следующие этапы:

- Этап „A” – Подготовительный период (предпусковые наладочные работы);
- Этап „B” – Индивидуальные функциональные испытания оборудования и систем;
- Этап „C” – Предэксплуатационные испытания.

Переход на проведение испытаний с загрузкой топлива разрешается только после завершения испытаний без загрузки топлива и подтверждения работоспособности блочных систем и оборудования, а также соответствия проектным характеристикам.

На тех этапах, для проведения которых реактор содержит ядерное топливо, применяются требования Кодекса о Ядерной Безопасности в отношении эксплуатации, то есть персонал, процессы, инструкции и поддерживающая инфраструктура ЗАО Атомная электростанция «Пакш II» находятся в состоянии, необходимом для безопасной эксплуатации станции:

Этапы физического пуска:

- Этап „D” – Загрузка топлива и испытания в подкритичном состоянии
- Этап „E” – Физический пуск и испытания на низкой мощности

Энергетический пуск, включающий следующий этап:

- Этап „F” – Испытания на мощности

Эксплуатация энергоблока в базовом режиме на номинальной мощности:

- Этап „G”: Опытно-промышленная эксплуатация
- Этап „H” – Гарантийные испытания

В данных разделах описаны регламенты, процедуры, программы контроля и проведения испытаний, необходимые для ввода в эксплуатацию, с указанием роли и зоны ответственности участников процесса. Описываются временные материалы и инструменты, требуемые для выполнения работ, например, заглушки, временные конструкции, фильтры, измерительные приборы и инструменты.

В разделе описаны процессы подготовки и утверждения документации для проведения тестирования, а также процессы управления отклонениями и их корректировки в ходе тестирования, с указанием обязательств организации, связанной с данным процессом.

Описывается опыт Генподрядчика, накопленный в ходе строительства и ввода в эксплуатацию других атомных станций, а также метод внедрения этого опыта при вводе в эксплуатацию энергоблоков № 5 и 6.

Данный раздел содержит описание организации, координирующей процесс ввода в эксплуатацию, а также принимающих участие в процессе групп, комиссий и компетентных органов, с указанием зоны ответственности. Эксплуатационный - и частично, обслуживающий - персонал Лицензиата выполняет операции по эксплуатации и техническому обслуживанию оборудования и систем под руководством, контролем и ответственностью Генподрядчика, и таким образом, приобретает навыки и практический опыт, требуемый для последующей эксплуатации блока.

ГЛАВА 15 – АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

Цель проведения анализов безопасности

Основная цель данной главы - подтверждение - путем проведения детерминистических анализов безопасности - возможности безопасной эксплуатации атомной электростанции и соответствия ее систем и элементам установленным требованиям. Инструменты такого анализа - это расчеты, выполняемые на моделях при помощи компьютерных кодов, способных моделировать атомную электростанцию и ее отдельные элементы. Основное требование, предъявляемое к таким моделям, заключается в том, что использовавшиеся для их создания входные данные должны соответствовать проектам станции, поскольку эти анализы должны предоставлять информацию о соответствии проекту. Соответствие проекту означает, что аналитические модели максимально точно воспроизводят физические характеристики систем и элементов атомной электростанции, варианты их работы и характерные параметры. Важно отметить, что выполненные на моделях расчеты могут быть повторены при помощи независимых методов и альтернативных компьютерных кодов. Это необходимо по той причине, что несмотря на использование для анализов программного обеспечения, прошедшего верификацию и валидацию, которое позволяет получить достоверный и соответствующим образом воспроизводящий реальность результат – вследствие сложности процессов, протекающих на атомной станции – анализы во всех случаях содержат некоторые приближения, а модели – некоторые допущения аналитиков. Проведение независимых анализов - в дополнение к проверке выполненных проектировщиком анализов лицензиатом и независимыми экспертами - служит дополнительным доказательством соответствия результатов. С этой целью, в данном разделе - наряду с описанием выполненных проектировщиком анализов и их результатов - приведена или приводится ссылка на всю информацию, которая необходима для независимого повторения анализа и проверки его соответствия проекту атомной станции.

Объем анализов безопасности

Даже в процессе нормальной эксплуатации на атомной станции происходят такие изменения в состоянии, в ходе которых необходимо обеспечить поддержание соответствующего уровня ядерной безопасности. Например, к их числу относятся процессы набора и снижения мощности, в ходе которых при помощи уже упоминавшихся расчетов на моделях необходимо подтвердить, что поведение станции соответствует тому, что установлено в технической спецификации - пределам и условиям эксплуатации. Данные анализы для состояний нормальной эксплуатации содержатся в отдельном подразделе. С точки зрения ядерной безопасности, повышенное внимание уделяется отклонениям от нормальной эксплуатации, которые возникают в результате наступления так называемых постулированных исходных событий и отражают какой-либо отказ или аномальное функционирование систем. Важность таких состояний заключается в том, что в случае неправильной ответной реакции станции, они могут привести к радиоактивному выбросу, превышающему разрешенный предел. В данной главе большое внимание уделено анализу постулированных исходных событий и описанию уже упоминавшихся ранее аналитических данных и концепций.

В ситуации, когда атомная станция - под воздействием исходного события - переходит в состояние, отличающееся от нормальной эксплуатации, по-прежнему важно обеспечить надлежащее выполнение основополагающих функций безопасности, т.е. контроль реактивности, отвод тепла и удержание радиоактивных материалов. В зависимости от характера и тяжести исходного события, некоторые характеристики атомной станции изменяются в таком направлении, которое запускает процесс, нарушающий ядерную безопасность, поэтому такую проблему необходимо решить максимально эффективно и в кратчайшие сроки, и привести энергоблок в безопасное контролируемое состояние. После наступления исходного события это может быть выполнено в том случае, если обеспечен контроль реактивности, отвод тепла из активной зоны и бассейна выдержки, в котором хранятся отработанные тепловыделяющие сборки, и поддержание предельных значений радиоактивного выброса. Если после этого возвращение станции к нормальной эксплуатации не возможно, станцию необходимо перевести в состояние безопасного останова и поддерживать это состояние на протяжении необходимого времени.

Представленные в главе анализы демонстрируют, что в случае каждого исходного события станция - после установившегося исходного состояния - способна перейти в вышеупомянутое контролируемое состояние и затем - в безопасное остановленное состояние при обеспечении подкритичности и долговременного и стабильного отвода остаточного тепла, так, что при этом радиоактивный выброс не будет превышать нормативных значений, установленных надзорным органом. Реакция станции на исходное событие определяется свойствами проектных активных и пассивных систем безопасности, условиями их срабатывания, а также, при необходимости, вмешательствами операторов. Важным требованием в последнем случае является то, что при проведении анализов безопасности вмешательство операторов должно учитываться только по истечении определенного периода времени. В том числе, в течение 30 минут после наступления исходного события никакие вмешательства персонала, находящегося на БЩУ, не должны приниматься во внимание. Управление исходным событием должно происходить без такого вмешательства, приводя к снижению вероятности ошибки, связанной с человеческим фактором, и подтверждая, что станция способна

продемонстрировать соответствующую ответную реакцию в автономном режиме за счет примененных проектных решений.

В главе рассматривается конечное число постулированных исходных событий. Перечень таких событий определен на основании требований венгерского законодательства, международных рекомендаций и опыта проектирования и эксплуатации аналогичных атомных станций. Наступление постулированных исходных событий может быть вызвано большим количеством причин: они могут наступить вследствие природных или техногенных угроз на территории атомной станции или в ее окрестностях, в результате неправильной эксплуатации станции из-за человеческой ошибки или даже в результате самопроизвольного выхода из строя систем или их элементов. На практике, некоторые причины могут привести к одному и тому же исходному состоянию, отказ конкретной системы может, например, также произойти в результате внутреннего пожара или некорректного технического обслуживания, поэтому, если они оказывают одинаковое воздействие на атомную станцию, глава не рассматривает их как отдельные исходные события. В главе содержится анализ более ста исходных событий на приблизительно пяти тысячах страниц.

С точки зрения анализов, определяющей характеристикой исходных событий является частота их наступления - это определяет требования к тому, насколько жесткие проектные и аналитические решения должны быть реализованы в их случае. В случае, если вероятность наступления исходного события превышает 10^{-6}/год, то есть частота его повторения составляет, как минимум, один раз в один миллион лет, такое событие должно рассматриваться как часть проектной основы. С повышением вероятности наступления события, подтверждение ядерной безопасности в анализах осуществляется с применением более жестких требований. События с меньшей вероятностью наступления регулируются условиями расширенного проектирования - в их отношении могут применяться менее жесткие требования и, соответственно, иные методы анализа, однако, перевод атомной станции в контролируемое и безопасное остановленное состояние обеспечивается и подтверждается расчетами и в их случае. Исключение составляют анализы тяжелых аварий, которые изучают такие специальные состояния с малой вероятностью наступления, которые - из-за нарушения основополагающих функций безопасности - сопровождаются расплавлением ядерного топлива. В этом случае также важно подтвердить, что расплавленное ядерное топливо и прочие образующиеся радиоактивные материалы останутся в пределах защитной оболочки, а воздействие на окружающую среду не превысит установленные пределы. Важно отметить, что в случае ряда исходных событий в главе использованы более жесткие требования при подтверждении безопасности, чем требуется согласно рассчитанной частоте наступления события.

Некоторые исходные события могут объединяться в группы, с учетом характера их воздействия на атомную станцию, и включаются в так называемые репрезентативные группы, однако, в некоторых случаях они перекрываются в результате уже упомянутого ранее принципа всеобъемлемости. Данная глава рассматривает отдельные анализы в соответствии со структурой, разбиваемой на категории проектной основы и расширенных условий проектирования, а также на отдельные репрезентативные группы (например, аварии с вводом реактивности, события, сопровождающиеся уменьшением

теплоносителя в первом контуре, аварии при транспортировке и обращении с тепловыделяющими сборками).

Соответствие анализов безопасности

Важной целью и ощутимым конечным результатом анализов безопасности является подтверждение соответствия так называемым приемочным критериям. Приемочные критерии представляют собой такие предельные значения, которые могут быть привязаны к хорошо определенным физическим характеристикам, в случае соблюдения которых обеспечивается безопасность станции при данном эксплуатационном состоянии и воздействие на окружающую среду на уровне ниже установленных пределов. Приемочные критерии, в первую очередь, связаны с защитой физических барьеров - необходимо обеспечить их целостность за счет ограничения максимального давления и возможности обеспечения охлаждения, поскольку и с учетом принципа глубоко эшелонированной защиты они отвечают за ограничение выхода радиоактивных материалов в окружающую среду. Наиболее жесткие приемочные критерии необходимо применять в случае событий с наиболее высокой частотой наступления, однако, во всех эксплуатационных состояниях важную роль играет ограничение радиоактивного выброса и соблюдение привязанных к нему приемочных критериев, поскольку в этом случае можно гарантировать безопасность населения. Для отдельных исходных событий определение радиационной нагрузки на население производится при помощи специальных моделей распространения радиации, которые учитывают распространение радиации внутри защитной оболочки станции, в потенциальных точках выброса и в окружающей среде. Расчетам мощности дозы облучения населения посвящен целый подраздел, в котором отдельно для каждого эксплуатационного состояния подтверждается, что радиационная нагрузка на население остается в рамках предельных значений.

В ходе подтверждения соответствия приемочным критерием важную роль играют консервативные аналитические допущения, цель которых заключается в компенсации возможной неопределенности в анализе и в подтверждении безопасности в случае самых неблагоприятных потенциальных исходных и граничных условий, при обеспечении максимальных разумно достижимых запасов. К числу таких аналитических допущений может относиться выбор самых неблагоприятных параметров, разрешенных при нормальной эксплуатации станции, или либо предположение о таких отказах системы, необходимой для управления исходными событиями, которые не являются следствием исходного события. Такие допущения могут быть идентичными при анализе каждого исходного события, например, за счет консерватизма, заложенного в компьютерную модель, однако, в случае некоторых исходных событий и, более того, некоторых приемочных критериев, могут потребоваться индивидуальные допущения, поскольку то, что в одном случаем будет консервативным, в другом может означать более мягкое условие. Применяемый при анализе консерватизм описывается в подразделах, посвященных общим аналитическим допущениям, а также в подразделах, анализирующих исходные события.

При анализе исходных событий, относящихся к расширенным условиям проектирования и характеризующихся небольшой частотой наступления, может быть применен метод анализа на основе наилучшей оценки в соответствии с национальной и международной

практикой - в этом случае исходные и граничные условия анализов и готовность систем могут быть приняты во внимание с более реалистичным подходом. Анализы, связанные с условиями расширенного проектирования, демонстрируют, что расплавления помещенных в реактор тепловыделяющих элементов можно избежать за счет работы систем безопасности, предназначенных для управления комплексными авариями, а также, при необходимости, за счет вмешательств оператора. Несмотря на это, мы должны быть готовы к управлению тяжелыми авариями, сопровождающимися расплавлением топлива и приводящими к серьезным повреждениям реактора, анализу которых посвящен отдельный подраздел. Анализы тяжелых аварий, относящихся к расширенным условиям проектирования, подтверждают, что даже расплавление активной зоны реактора требует, максимум, принятия ограниченных защитных мер для населения, благодаря проектному решению, которое обеспечивает локализацию и охлаждение расплавленного топлива и сохранение целостности последнего физического барьера - контейнмента - ограничивающего радиоактивный выброс; кроме этого, анализы показывают, что после тяжелой аварий станция может быть переведена в безопасное остановленное состояние, гарантирующее длительное охлаждение расплава активной зоны и предотвращение дальнейших выбросов.

Путем подтверждения выполнения приемочных критериев для отдельных состояний, входящих в проектную основу или условия расширенного проектирования, включая состояния тяжелых аварий, на основании анализов безопасности можно сделать важный вывод в отношении всей станции. Результаты, не превышающие предельных значений анализов безопасности, выполненных с соблюдением соответствующих требований к проведению анализов, служат доказательством соответствия систем безопасности атомной станции установленным требованиям и подтверждением надлежащего применения глубоко эшелонированной защиты.

ГЛАВА 16 – ПРЕДЕЛЫ И УСЛОВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В соответствии с Кодексом о Ядерной Безопасности, в процессе проектирования необходимо определить те условия и пределы для эксплуатации систем и элементов систем, при условии соблюдения которых подтверждается, что атомная станция может эксплуатироваться согласно проектным целям и требованиям ядерной безопасности.

Пределы и условия эксплуатации должны определяться таким образом, который позволит, при их соблюдении, предупредить ситуации, ведущие к проектным или комплексным авариям, а в случае потенциальных аварий - смягчить их последствия. При определении пределов безопасности необходимо использовать консервативный подход, учитывающий неопределенность анализов безопасности.

Согласно вышеупомянутым требованиям, глава, посвященная Пределам и Условиям Эксплуатации, суммирует те условия и пределы для эксплуатации систем и элементов систем, при соблюдении которых подтверждается, что атомная станция может эксплуатироваться согласно проектным целям и требованиям ядерной безопасности.

Данная глава состоит из пяти подразделов:

1. *Применение*

Данный подраздел описывает метод разработки пределов и условий эксплуатации, их действие, правила внесения изменений и область возможного применения. Кроме этого, в нем кратко представлен метод, при помощи которого были определены те системы и элементы, пределы для которых должны быть включены в Пределы и Условия Эксплуатации (ПУЭ). Подраздел содержит перечень сокращений и определений, используемых в ПУЭ, а также правила применения данного документа.

Поскольку ПУЭ должны содержать четкие и однозначные инструкции для оператора, данный документ был подготовлен в специальном формате. Описание документа также приведено в этом разделе.

2. *Пределы безопасности*

Данный подраздел содержит числовые значения пределов безопасности, представляющих верхний уровень ограничивающих параметров.

3. *Условия, ограничивающие эксплуатацию, предельные значения для срабатывания защит, вмешательства и требования к контролю*

В подразделе представлены числовые значения ограничивающих параметров, а также условия эксплуатации систем и компонентов. Подраздел определяет те требования к проведению контроля, техобслуживания и ремонта, которые обеспечивают поддержание параметров в рамках допустимых пределов и безопасную эксплуатацию систем и компонентов.

В подразделе четко сформулированы те меры, которые должны быть приняты в случае не выполнения пределов и условий эксплуатации. В нем также определено время начала выполнения необходимых действий, с указанием отведенного для их выполнения времени.

4. *Административные требования*

Данный подраздел содержит административные требования, связанные с использованием ПУЭ. Подраздел упоминает персонал БЩУ в качестве первостепенных пользователей ПУЭ, уделяя особое внимание важности соблюдения ими культуры безопасности во время эксплуатации блока.

В подразделе также подчеркивается, что для обеспечения безопасного применения ПУЭ необходимо обеспечить соответствующую подготовку всего персонала, в задачи которого входит использование пределов и условий безопасной эксплуатации, на предмет правильного применения документа.

5. *Обоснования*

В данном разделе представлены те обоснования и анализы безопасности, на основе которых были подготовлены пределы и условия эксплуатации. Все пределы и условия

эксплуатации, а также обоснование вмешательств оператора должны быть подтверждены путем предоставления соответствующей справочной информации. Необходимо продемонстрировать, в каких эксплуатационных состояниях может применяться данный предел или условие эксплуатации. На данном этапе проектирования объем обоснований и подтверждений пока не может быть исчерпывающим - недостающие на данном этапе обоснования будут присутствовать в полном объеме во второй фазе подготовки ПУЭ- на этапе подачи заявления на получение лицензии на ввод в эксплуатацию.

Действие ПУЭ распространяется на следующие режимы нормальной эксплуатации:

- работа на мощности,
- вывод на мощность,
- состояние горячей готовности,
- горячее остановленное состояние,
- холодное остановленное состояние,
- перегрузка,
- испытания и тестирование.

Разработка ПУЭ осуществляется в три этапа; каждый из этапов связан с лицензированием ядерной безопасности на уровне объекта:

1. *Лицензия на реализацию – Предварительный отчет по обоснованию безопасности*
   Предварительное представление пределов и условий эксплуатации, с учетом технического проекта и Предварительного отчета по обоснованию безопасности.
2. *Лицензия на ввод в эксплуатацию – Предварительная версия Окончательного отчета по обоснованию безопасности*
   Описание и определение пределов и условий эксплуатации (с актуализацией изменений, выполненных в ходе реализации), с учетом документов рабочего проекта и анализов, подготовленных для Предварительной версии Окончательного отчета по обоснованию безопасности.
   К моменту начала ввода в эксплуатацию должен быть подготовлен документ о Пределах и Условиях Эксплуатации, предоставляемый в распоряжение оперативного персонала.
3. *Лицензия на эксплуатацию – Окончательный отчет по обоснованию безопасности*
   Представление и детальное описание проконтролированных/актуализированных пределов и условий эксплуатации на основе опыта ввода в эксплуатацию.

ГЛАВА 17 – СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ

На протяжении всего жизненного цикла ядерного объекта (в случае строительства новых блоков атомной электростанции - это исследование и оценка площадки, проектирование, строительство, монтаж, эксплуатация и вывод из эксплуатации) необходимо обеспечить наличие разработанной, проверенной и утвержденной системы управления,

соответствующим образом описывающей работы, выполняемые в рамках данного жизненного цикла.

При разработке, внедрении и развитии системы управления необходимо руководствоваться соответствующими положениями законодательства, в частности, требованиями Закона CXVI от 1996 года об атомной энергии и Постановления правительства № 118/2011. (VII.11.) о требованиях к ядерной безопасности ядерных объектов и о связанной с ними деятельности регулирующих органов (далее: Кодекс о Ядерной Безопасности).

Перед переходом на различные этапы жизненного цикла Лицензиат - в форме заявления на получение следующей лицензии - должен продемонстрировать, что он ознакомился с требованиями, относящимися к следующему этапу жизненного цикла и принял меры, необходимые для выполнения этих требований.

Для получения лицензии на реализацию, в ходе демонстрации системы управления, необходимо показать систему управления проектом, учитывающую особенности проекта. Она включает в себя как систему управления ЗАО Атомная электростанция Пакш II, так и систему управления проектом, разработанную совместно с Генподрядчиком.

В данной главе необходимо представить разработанную структуру регулирования и показать, каким образом соответствующие требования Кодекса о Ядерной Безопасности выполняются в положениях этой структуры.

При описании системы управления необходимо рассмотреть все этапы жизненного цикла:

- этап проектирования – этап, непосредственно предшествующий и обосновывающий реализацию - с описанием соответствующих требований и их выполнения,
- этап реализации – определяющая деятельность с точки зрения получения лицензии - с описанием соответствующих требований, задач и связанной с ними готовности.

ГЛАВА 18 – ЭРГОНОМИКА - ПРОЕКТИРОВАНИЕ С УЧЕТОМ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО ФАКТОРА

Цели и объем программы проектирования с учетом эргономики

В данном подразделе представлены цели и объем программы проектирования с учетом человеческого фактора (Human Factors Engineering – HFE); структура группы HFE, отвечающей за выполнение программы; задачи и зоны ответственности членов организации, выполняющей программу; процессы и процедуры программы HFE.

Анализ опыта эксплуатации атомных станций

Данный раздел показывает, каким образом периодический анализ отклонений и событий, связанных с HFE, выявленных во время эксплуатации референтных атомных станций и станций, аналогичной строящейся в Пакше, помогает повысить уровень безопасности объекта и минимизировать риск ошибок, связанных с человеческим фактором. В разделе показано, как учитываются вопросы безопасности, связанные с эргономикой, на основании национального и международного опыта эксплуатации. Помимо анализа уже накопленного опыта эксплуатации, в главе рассматривается и подготовка к проведению систематического анализа собственного опыта эксплуатации, который появится в будущем.

Анализ функциональных требований и функциональное распределение

Функциональный анализ проводится в интересах достижения целей станции в области безопасности и надлежащего выполнения целей в области выработки электроэнергии. В ходе анализа функциональных требований рассматриваются рабочие функции атомной станции, а также возможные и необходимые функции автоматического управления, которые должны выполняться для правильного выполнения рабочих функций. Функции автоматического управления распределяются между функциями управления "человек" (операторы БЩУ) и "система" (система контроля и управления). Анализ и распределение функций проводится для всех эксплуатационных состояний атомной станции.

Анализ задач

Цель анализа задач заключается в оценке рабочей нагрузки персонала блочного щита управления и идентификации комплексных задач, сопряженных с повышенным риском человеческой ошибки, а также в определении управляющей аппаратуры, информации и поддержки, необходимых для выполнения задач персоналом.

При проведении анализа задач были определены действия, необходимые для реализации функции, а также требования к информации, контролю и поддержке выполнения задач. Анализ распространялся на репрезентативные и важные задачи, связанные с эксплуатацией, техобслуживанием, наблюдением и коммуникацией, на требования к поддержке и на эксплуатационные состояния, изученные в рамках анализов. В ходе анализа задач идентифицируется та деятельность, которую должен выполнять персонал при выполнении своих задач. Результат анализа задач обеспечивает основу требований к интерфейсу "человек-машина" и определяет требования к работе персонала блочного щита управления, с учетом возможностей человека.

ГЛАВА 19 – ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

В интересах соблюдения действующих предельных значений радиационной защиты, установленных в отношении населения и персонала станции, Кодекс о Ядерной Безопасности - наряду с другими принципами и анализами - предписывает проведение вероятностного анализа безопасности (ВАБ – Вероятностный Анализ Безопасности).

Описание вероятностных анализов безопасности

Кодекс о Ядерной Безопасности содержит числовые предельные значения для различных параметров, образующих результат ВАБ. Таким образом, главная задача ВАБ состоит в изучении выполнения/ не выполнения этих критериев на основе технического проекта, формировании выводов и предоставлении обратной связи для процесса проектирования. В ходе этого, ВАБ:

- Формулирует состояние, рассматриваемое как неблагоприятное конечное состояние, которого следует избегать с точки зрения ядерной безопасности на актуальном этапе аварийного процесса. В соответствии с целями радиационной защиты, конечными состояниями являются повреждение последних барьеров, удерживающих радиоактивные материалы от воздействия на персонал и население, в первую очередь, повреждение оболочки тепловыделяющего элемента, во вторую очередь, повреждение контейнмента или его функций, защищающих внешний мир от радиоактивных последствий повреждения оболочки твэла (и связанных с этим выбросов).
- Выявляет те события, которые могли бы привести к конечным состояниям, если оборудование и системы, предназначенные для защиты от таких событий, не выполняют свою функцию или оператором не осуществляются необходимые вмешательства. Такими событиями могут быть события, связанные с технологией (например, потеря герметичности какого-либо бака), либо угрозы природного или техногенного характера, возникающие на площадке или за ее пределами (например, взрыв автоцистерны с топливом на площадке или торнадо). В том случае, если мы имеем дело с так называемым внутренним исходным событием в рамках технологии, оно анализируется само по себе, но если выявлен фактор риска (например, пожар в здании реактора), то необходимо исследовать, возникновение комбинации каких исходных событий и какую деградацию систем реагирования может означать это первичное событие. В последнем случае мы имеем дело не с отдельным исходным событием, а с набором исходных событий.
- Основываясь на так называемых детерминистических анализах, моделирующих протекание реальных физических процессов, ВАБ определяет цепочку аварийных событий (деревьев событий), которые могут произойти при наступлении исходных событий, способных привести к конечным событиям. В то же время, ВАБ определяет те условия (критерии успеха), от которых при разветвлении этих цепочек событий будет зависеть, повернет ли цепочка событий в более благоприятное или менее благоприятное направление (например, должны ли все три из трех проектных насосов работать в аварийной ситуации или для успеха достаточно одного из них).
- ВАБ создает так называемую модель логики отказов (деревья отказов), содержащую отказы оборудования, необходимого для выполнения вышеуказанных критериев успеха, не выполнение вмешательств оператором и их логические связи, при помощи которой - в случае наличия соответствующих входных данных об отказах - можно рассчитать ту вероятность, с которой не будет выполнен конкретный критерий успеха. Моделирование отказов основано на анализе способов отказов компонентов вследствие не выполнения системой установленных функций и их последствий.

- ВАБ создает базу входных данных, необходимой для численной оценки (частота наступления исходных событий, данные по отказам, параметры отказов по общей причине, информация о детерминистической системе и т.д.).
- В ВАБ проводится расчет, и формируются числовые результаты для всех эксплуатационных состояний и полного спектра исходных событий (наборы исходных событий, относящиеся к угрозам), которые затем анализируются с точки зрения важности и чувствительности.
- Полученные результаты сравниваются с предельными значениями, установленными в Кодексе о Ядерной Безопасности, проводится оценка выполнения требований и предоставляется обратная связь проектировщикам для снижения риска и обеспечения баланса.

Типы анализов в рамках ВАБ

ВАБ 1-го уровня, в рамках которого в качестве успеха рассматривается перевод энергоблока в стабильное контролируемое состояние в качестве конечного результата цепочки аварийных событий, при этом консервативные критерии, действующие в отношении оболочки тепловыделяющих элементов, остаются не нарушенными. В случае даже кратковременного нарушения действующих в отношении твэлов критериев, речь идет о так называемом повреждении тепловыделяющих элементов, повреждении топливного пучка, повреждении и расплавлении активной зоны. Одна из задач ВАБ-1 - это перевод их частоты в количественное выражение.

ВАБ 2-го уровня, в рамках которого проводится дальнейший анализ тех цепочек событий, которые завершились повреждением тепловыделяющих элементов в ВАБ-1. Эти цепочки событий, сопровождающиеся повреждением ядерного топлива, называются тяжелыми авариями; цель их анализа заключается в количественном выражении уровня безопасности энергоблока (среди всего прочего, проводится оценка частоты радиоактивных выбросов тяжелой аварии за пределами площадки). Этот расчет начинается со степени повреждения ядерного топлива и степени повреждения энергоблока. Анализ завершается определением значений частоты выбросов различной величины и с различным протеканием во времени, проведением сравнения с вероятностными критериями безопасности Кодекса о Ядерной Безопасности, формированием выводов и предоставлением обратной связи проектному блоку.

Анализ надежности выполнения функций и надежности систем. В эту категорию входит, например, анализ невозможности отвода остаточного тепла в конечный поглотитель тепла, частота наступления которой не может превышать значений, установленных в Кодексе о Ядерной Безопасности, либо анализ надежности электрических систем и систем контроля и управления, в отношении которых требуется проведение такого анализа.

Выводы, сделанные по результатам ВАБ, и заключения, касающиеся выполнения критериев

На основании оценки безопасности энергоблоков № 5 и 6, проводившейся в рамках Предварительного отчета по обоснованию безопасности, можно сделать следующие выводы - с возможностью сравнения с международными данными:

1. Вероятностный анализ безопасности подготовлен с использованием методов и данных, определенных в Кодексе о Ядерной Безопасности, для определения суммарного риска, представляемого атомной станцией, подтверждения выполнения соответствующих целей риска и приемочных критериев, оценки оптимальности и надежности проекта, а также для оценки соответствия условиям расширенного проектирования. Вероятностный анализ безопасности подтвердил:

    a. отсутствие факторов, исходных событий, потенциальных источников крупных выбросов, аварийных процессов, систем, оборудования или вмешательств на атомной станции, которые в непропорционально большой степени вносили бы вклад в совокупный риск;

    b. наличие необходимых запасов для предотвращения порогового эффекта, то есть отсутствие таких составляющих безопасности, несущественное изменение которых привело бы к стремительному ухудшению уровня безопасности.

2. Суммарная частота случаев, сопровождающихся частичным или полным расплавлением активной зоны для цепочек событий, связанных с постулированным исходным событием, не может превышать нормативный критерий 10^{-5}/реакторных лет, боле того, она составляет лишь около 2 %.

3. Частота потери функции отвода остаточного тепла в конечный поглотитель тепла составляет менее 10^{-7}/реакторных лет. Соответственно, обеспечен отвод остаточного тепла в конечный поглотитель.
4. События, сопровождаемые масштабным или ранним выбросом, практически можно исключить. Это означает отсутствие таких цепочек событий, приводящих к масштабному или раннему выбросу, относящихся к такому исходному событию (набору исходных событий), частота которых превышала бы один раз в 60 миллионов лет, что существенно превышает требование Кодекса о Ядерной Безопасности, которое устанавливает среднюю частоту наступления менее 10 миллионов лет.
5. Суммарная частота превышения критерия ограниченного воздействия на окружающую среду, с учетом всех исходных событий и состояний составляет:

    2.20×10^{-7} 1/реакторолет

    Это значение говорит о том, что частота радиоактивного выброса недопустимой величины вследствие аварии настолько маловероятна, как и любое другое событие, происходящее один раз в 4,5 миллиона лет. Это значение частоты ниже значения 10^{-6} 1/реакторолет, установленного в Кодексе о Ядерной Безопасности.

Суммируя, можно сказать, что при помощи анализов ВАБ на фазе Предварительного отчета по обоснованию безопасности полностью подтверждается выполнение целей безопасности, в некоторых случаях – с существенным запасом.

ГЛАВА 20 – УПРАВЛЕНИЕ ЧРЕЗВЫЧАЙНЫМИ СИТУАЦИЯМИ

Глава рассматривает соответствие тем требованиям ядерной безопасности, которые действуют в отношении ядерной чрезвычайной ситуации на атомной станции. Готовность ЗАО Атомная электростанция Пакш II к управлению чрезвычайными ситуациями должна обеспечиваться в соответствии с требованиями Кодекса о Ядерной Безопасности и положениями Государственной Системы по Ликвидации Ядерных Аварий.

В главе предоставлена подробная информация, позволяющая оценить готовность атомной станции к управлению чрезвычайными ситуациями. Естественно, по мере реализации проекта эта информация и связанные с управлением чрезвычайными ситуациями детали будут уточняться, как в части инструментов и процедур, так и в части организации по управлению чрезвычайными ситуациями.

Создание подразделения по управлению и ликвидации последствий ядерных аварий является основополагающим требованием ядерной безопасности, предъявляемым к ядерным объектам. Задача подразделения по управлению и ликвидации последствий ядерных аварий состоит в организации подготовки к управлению ядерной аварией, координации действий, обеспечении наличия тех защитных объектов и средств, которые гарантируют управление защитой в аварийных ситуациях и защиту эксплуатационного персонала. Задача подразделения по ликвидации аварийных ситуаций заключается в управлении защитой от аварии и в выполнении задач по управлению чрезвычайной ситуацией на площадке.

Цель подготовки к управлению ядерными катастрофами – обеспечение как в отношении эксплуатационного персонала, так и в отношении населения, того, что в случае чрезвычайных ситуаций с чрезвычайной малой вероятностью наступления можно предупредить детерминистическое влияние на здоровье человека, оказываемое ионизирующим излучением, а стохастическое влияние на здоровье может быть поддержано на разумно достижимом низком уровне. Еще одна цель подготовки – минимизация воздействия на общество и экономику. Для достижения этих целей необходимо подготовиться к выполнению следующих основных задач:

- аварийное оповещение и предупреждение;
- предупреждение и смягчение последствий вредного воздействия ионизирующего излучения;
- предупреждение детерминистического воздействия и ограничение стохастического воздействия до разумно достижимого минимального уровня;
- радиационный контроль персонала и площадки, ликвидация радиоактивного загрязнения;
- своевременное проведение защитных мероприятий на площадке (изоляция, йодовая профилактика, применение средств индивидуальной и коллективной защиты), поиск пропавших лиц;
- техническое вмешательство для восстановления безопасного состояния;
- защита окружающей среды и материальных ценностей;
- оказание первой помощи и помощи пострадавшим от радиации;
- координация работ по восстановлению.

Подразделение по управлению и ликвидации ядерных аварий, выполняющее вышеперечисленные задачи, создается и эксплуатируется совместно ядерными объектами, расположенными по соседству друг с другом (Атомная электростанция Пакш II, атомная электростанция «Пакш» и Промежуточное Хранилище Отработанного Топлива).

Подразделение по управлению ядерными авариями в случае ядерной аварии осуществляет управление из центра аварийного реагирования. Центр аварийного реагирования оборудован компьютерным оборудованием, средствами связи, системами оповещения, а также блоками сбора и регистрации данных дистанционных метеорологических измерений радиационного фона и радиоактивного загрязнения.

В случае аварийной ситуации центр аварийного реагирования служит местом сбора для персонала, находящегося в подчинении подразделения по управлению аварийными ситуациями. Расположение центра аварийного реагирования на площадке гарантирует его доступность в любой аварийной ситуации. В том случае, если по каким-либо причинам функционирование центра аварийного реагирования невозможно, его функции берет на себя резервный центр аварийного реагирования, расположенный на удалении от площадки, в городе Пакш.

Центр аварийного реагирования и резервный центр аварийного реагирования должны обеспечивать выполнение следующих функций:

- предоставление информации о параметрах безопасности энергоблоков атомной станции;
- предоставление информации для идентификации и классификации чрезвычайной ситуации;
- анализ потенциального протекания и сценариев дальнейшего развития чрезвычайной ситуации, разработка рекомендаций по возможным мероприятиям для ликвидации аварийной ситуации;
- возможность проведения анализа архивов, содержащих наиболее важные с точки зрения безопасности параметры энергоблока и архивов с радиационными данными;
- обеспечение информации для мониторинга радиационной ситуации на основании оценки радиационной ситуации на площадке и текущего и ожидаемого воздействия радиоактивных материалов на человека и окружающую среду;
- предоставление информации о решениях, направленных на подготовку и обоснование возвращения энергоблока в контролируемое состояние, уменьшение, локализацию и смягчение последствий чрезвычайной ситуации;
- предоставление персоналу информации о проведении работ по аварийной эвакуации с площадки атомной станции;
- мониторинг деятельности по ликвидации аварии;
- регистрация важных рабочих параметров.

Для мониторинга радиационной обстановки, возникающей вследствие чрезвычайной ситуации на атомной станции, устанавливается система контроля радиационной обстановки на площадке; в случае тяжелых аварий используется измерительная часть системы управления тяжелыми авариями с целью отслеживания важных технологических параметров. Параметры радиации и тяжелой аварии отслеживаются в центре оперативного управления станцией, а также в центре аварийного реагирования.

Основополагающим документом на данном этапе лицензирования реализации проекта, описывающим подготовку к управлению и управлением чрезвычайными ситуациями, является предварительный План Мероприятий по Ликвидации Ядерной Аварии (NBEIT). В Плане определены рабочие процедуры подразделения по управлению аварийными ситуациями, средства предупреждения и оповещения, требования, разработанные защитные меры, структура и задачи подразделения по управлению аварийными ситуациями, меры для защиты участников ликвидации аварийной ситуации, а также задачи подготовки аварийного реагирования.

Персонал, находящийся в подчинении подразделения по управлению аварийными ситуациями, принимает регулярное участие в обучении, в специализированной подготовке и в тренировках по управлению аварийной ситуацией. Работники атомной станции – не находящиеся в подчинении подразделения по управлению аварийными ситуациями – также участвуют в обучении, предоставляющем информацию о защитных мерах, обязательствах в случае чрезвычайной ситуации и правилах, которым необходимо следовать в случае чрезвычайной ситуации.

ГЛАВА 21 – ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЙ ПЛАН ВЫВОДА АТОМНОЙ СТАНЦИИ И ЕЕ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В данном разделе описывается предварительное соответствие требованиям ядерной безопасности, связанным с остановкой и выводом атомной станции из эксплуатации после истечения срока службы. В разделе содержатся основные принципы, связанные с выводом из эксплуатации, и определен метод их внедрения в предварительный план вывода атомной станции из эксплуатации, который должен быть подготовлен уже на этапе проектирования атомной станции и предоставлен в качестве части заявления на получение лицензии на реализацию. Впоследствии предварительный план вывода из эксплуатации должен каждые пять лет пересматриваться и оцениваться, чтобы учесть все современные технические и научные достижения и потенциальные изменения в стратегии вывода из эксплуатации, и гарантировать, что демонтаж ядерного объекта будет произведен с использованием самых современных методов.

Главная цель вывода из эксплуатации – это демонтаж объекта и удаление радиоактивных материалов, отходов, составляющих элементов и конструкций, чтобы обеспечить возвращение площадки в состояние, соответствующее состоянию до начала строительства (демонтаж до состояния «зеленой лужайки), или приведение площадки в состояние для использования в других промышленных целях (демонтаж до состояния «обустроенной проектной площадки).

План вывода из эксплуатации готовится Лицензиатом и предоставляется на рассмотрение лицензирующему органу. Проведению фактических работ по демонтажу предшествует пятилетний подготовительный период, в течение которого необходимо поддерживать в эксплуатации все оборудование и вспомогательные системы, необходимые в связи с постоянным контролем и обеспечением условий, требуемых для демонтажа реактора и оборудования первого контура (например, электроснабжение, вентиляция, фильтрация воздуха).

Параллельно этому начинается демонтаж не ядерных зон и объектов (например, турбинный зал и вспомогательные системы); побочный продукт от дробления бетона может быть использован в дальнейшем (например, для строительства дорог).

После этого осуществляется демонтаж, резка, расплавление и утилизация оборудования контейнмента или прочих ядерных технологических зданий, не имеющего поверхностного радиоактивного загрязнения или радиационного облучения (трубы, баки, фитинги).

Следующий шаг – демонтаж оборудования, имеющего поверхностное радиоактивное загрязнение, требующий специальной подготовки и выполнения специфических технологических операций. Удаление/снижение уровня радиоактивного загрязнения (дезактивация) будет осуществляться при помощи дистанционно управляемых инструментов.

В последнюю очередь будет удалено сильно загрязненное оборудование, подвергавшееся нейтронному излучению (например, корпус реактора и железобетонная шахта вокруг реактора).

Большая часть отходов, образующихся в ходе вывода из эксплуатации, не имеет радиоактивного загрязнения – обращение с этими отходами аналогично обращению с обычными промышленными отходами. Захоронение радиоактивных отходов с низкой, средней и высокой активностью возможно в имеющихся или вновь построенных могильниках радиоактивных отходов.

Процесс вывода из эксплуатации завершается восстановлением исходного состояния окружающей среды или созданием условий для промышленного использования, и освобождением площадки после контроля соответствия экологических параметров.

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ

ALARA – Разумно достижимый низкий уровень (As Low As Reasonably Achievable)

ÁVIT – Комплексный план действий по управлению чрезвычайными ситуациями

HAKSER – Автоматизированная система надзорного органа для контроля радиационной обстановки

HFE – Проектирование с учетом человеческого фактора (эргономика)

INPO – Институт по эксплуатации атомных электростанций

KKS – Международная система технической кодификации (Kraftwerk-Kennzeichen System)

OAH – Венгерское ведомство по атомной энергии

OKSER – Государственная автоматизированная система контроля радиационной обстановки

RCM – Техническое обслуживание, ориентированное на надежность (Reliability Centered Maintenance)

ÜKSER – Эксплуатационная автоматизированная система контроля радиационной обстановки

ВАБ – Вероятностный анализ безопасности

ВВЭР – Водо-водяной энергетический реактор

кВ – киловольт

КоЯБ – Кодекс о Ядерной Безопасности

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии

ОБП – Отчет по анализу безопасности площадки

ПГИ – Программа геологических изысканий

ПООБ – Предварительный отчет по обоснованию безопасности

ПУЭ – Пределы и условия эксплуатации

СТВОП – Система технической воды ответственных потребителей

СУЗ – Система управления и защиты

ВЫХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Ответственный издатель: Иштван Миттлер – *директор по коммуникации, член совета директоров* , ЗАО Пакш II.
Ответственный редактор: Габор Янош Волент – *ведущий эксперт по лицензированию,* ЗАО Пакш II.
Фотографии/графика: Архив ЗАО Пакш II, Росатом
Текст рукописи подготовлен: 23 июня 2020 г.

www.paks2.hu/en

PAKS II. ЗАО

Контакты

ЗАО Атомная Электростанция Пакш II
7030 Пакш, ул. Гагарина, 1, 3-ий этаж, офис 302/B

Телефон: +36 75 999 200
Эл. почта: info@paks2.hu
Веб-сайт: www.paks2.hu

Paks II. Atomerőmű Zrt. | Paks II. Nuclear Power Plant Ltd.