

**БЕЛОРУССКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ
УНИВЕРСИТЕТ**

Энергетический факультет

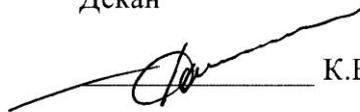
Кафедра Тепловые электрические станции

СОГЛАСОВАНО
Заведующий кафедрой

 Н.Б. Карницкий

23 02 2017 г.

СОГЛАСОВАНО
Декан

 К.В. Доброго

23 02 2017 г.

**ЭЛЕКТРОННЫЙ УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ПО УЧЕБНОЙ
ДИСЦИПЛИНЕ**

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

для специальности

1-43 01 08 Паротурбинные установки
атомных электрических станций

Составитель:

ст. преп. Романко В.А.

Рассмотрено и утверждено

на заседании Совета энергетического факультета «23» февраля 2017 г.,
протокол № 6

Перечень материалов

Теоретический раздел:

«Принципы обеспечения безопасности АЭС» - курс лекций;

Практический раздел:

«Принципы обеспечения безопасности АЭС» - темы для практических занятий;

Контроль знаний:

«Принципы обеспечения безопасности АЭС» - перечень вопросов, выносимых на экзамен;

Вспомогательный раздел:

«Принципы обеспечения безопасности АЭС» - учебная программа для учреждения высшего образования, нормативные документы в области использования атомной энергии.

Пояснительная записка

Целью создания ЭУМК является ознакомление студентов с принципами обеспечения безопасности атомных электростанций, выработка у студентов навыков соответствующих оценок и использования необходимых методик и подходов, приобщение студентов к культуре безопасности.

Основными задачами преподавания учебной дисциплины являются: изучение студентами основных составляющих проблемы безопасной эксплуатации АЭС, обеспечения качества и культуры безопасности, принципов глубокоэшелонированной защиты, систем безопасности АЭС, проблем безопасности на протяжении жизненного цикла АЭС, нормативных документов в области использования атомной энергии как мировых, так и отечественных, основных методов анализа безопасности: детерминистического подхода и вероятностного анализа безопасности, управления авариями, а также анализ крупнейших аварий на АЭС.

Особенности структурирования и подачи учебного материала:

- теоретическая часть включает в себя конспект лекций по дисциплине «Принципы обеспечения безопасности АЭС» и содержит четыре раздела. Первый раздел – рассматривается состояние атомной энергетики в мире. Второй раздел – основные составляющие проблемы безопасности АЭС. Третий раздел – система

нормативных документов в области использования атомной энергии. Четвертый раздел – анализ и управление авариями на АЭС.

- практическая часть состоит из списка тем практических занятий по дисциплине;

- раздел контроля знаний содержит вопросы к экзамену;

- вспомогательный раздел содержит учебную программу по дисциплине «Принципы обеспечения безопасности АЭС», нормативные документы в области использования атомной энергии.

Рекомендации по организации работы с УМК (ЭУМК): Материалы данного электронного учебно-методического комплекса можно использовать при изучении дисциплины «Принципы обеспечения безопасности АЭС».

Оглавление

1. КУРС ЛЕКЦИЙ	6
РАЗДЕЛ 1. ВВЕДЕНИЕ	6
1.1. Состояние атомной энергетики в мире	6
РАЗДЕЛ 2. ОСНОВНЫЕ СОСТАВЛЯЮЩИЕ ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС	10
2.1. Основы безопасности АЭС	10
2.2. Обеспечение качества и культуры безопасности	20
2.3. Принципы глубокоэшелонированной защиты	23
2.4. Основные системы безопасности АЭС	30
2.5. Проблемы безопасности в течение жизненного цикла	59
РАЗДЕЛ 3. СИСТЕМА НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ	62
3.1. Международная нормативная документация в области использования атомной энергии	62
3.2. Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Республики Беларусь	71
3.3. Структура системы нормативно-правовой документации в области использования атомной энергии в РФ	81
3.4. Выбор площадки и проектирование АЭС	95
РАЗДЕЛ 4. АНАЛИЗ И УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ НА АЭС	98
4.1. Методы анализа безопасности. Детерминистический подход к обеспечению безопасности АЭС	98
4.2. Вероятностный анализ безопасности	102
4.3. Управление авариями	107
4.4. Анализ крупнейших аварий на АЭС	113
2. ПЕРЕЧЕНЬ ТЕМ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ	145
3. СПИСОК ВОПРОСОВ К ЭКЗАМЕНУ	147

Электронный учебно-методический комплекс

Теоретический раздел

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Курс лекций

Минск 2017

1. КУРС ЛЕКЦИЙ

РАЗДЕЛ 1. ВВЕДЕНИЕ

1.1. Состояние атомной энергетики в мире

История ядерной энергетики охватывает период более полувека, и за это время она уже стала традиционной отраслью энергетики. В настоящее время 31 страна эксплуатирует атомные электростанции, их количество составляет 191 атомная электростанция с 449 энергоблоками общей электрической мощностью около 391 915 МВт. 60 энергоблоков находятся в стадии строительства. 158 энергоблоков закрыты, ещё 2 не работают, однако решение об окончательном закрытии пока не принято.

В списке приведены все атомные станции мира, разделённые по странам, а также исследовательские центры и другие площадки, на которых располагаются энергетические реакторы, то есть реакторы, предназначенные для коммерческой выработки электроэнергии.

В таблицах списка приведена следующая информация: тип реактора (в графической форме) и его модель; статус (в графической форме); годы начала строительства, энергетического пуска и закрытия (если эти события уже произошли); электрическая мощность брутто (в мегаваттах); эксплуатирующая организация, и компании, снабжающие реакторы ядерным топливом в виде готовых изделий (ТВС).

Список основан на данных Международного агентства по атомной энергии и Всемирной ядерной ассоциации.

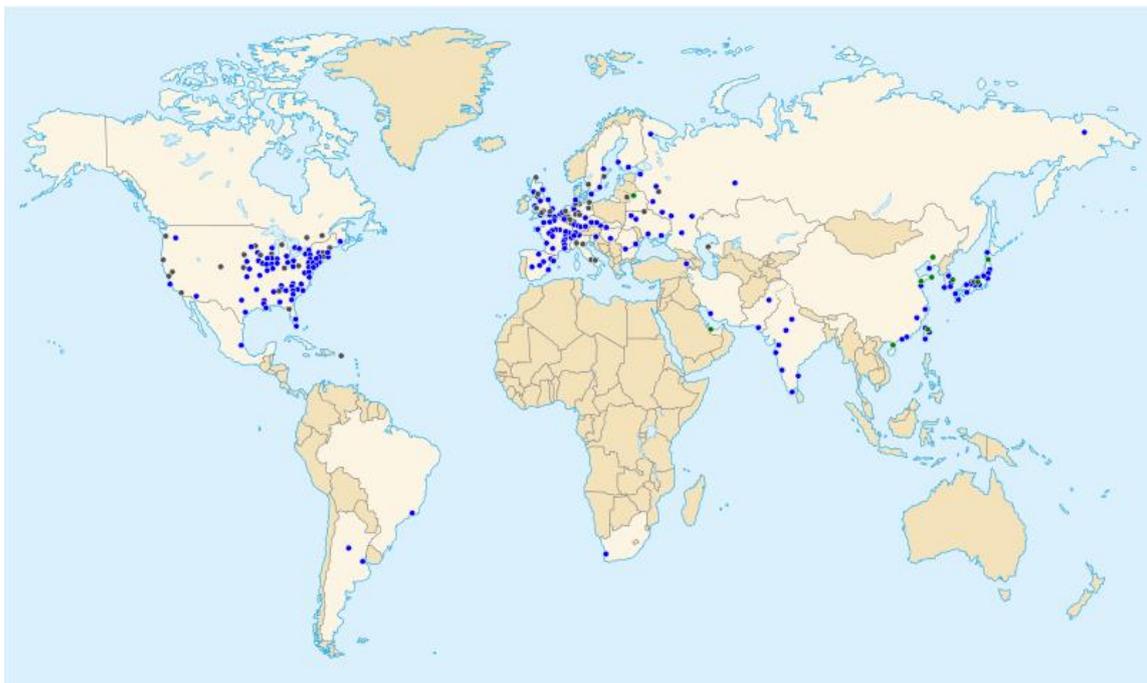


Рисунок 1 – Расположение атомных электростанций мира

Некоторые факты:

Первая в мире атомная электростанция — Обнинская АЭС, пуск в 1954 году.

Таблица 1.1 – Первые АЭС, введенные в эксплуатацию в мире

Тип реактора	АЭС	Год ввода в эксплуатацию	Мощность, МВт
PWR	АЭС Шиппингпорт	1958	68
BWR	АЭС Дрезден	1960	207
PHWR	АЭС Ролфтон	1962	25
GCR	АЭС Калдер-холл	1956	60
LWGR	Обнинская АЭС	1954	6
FBR	Шевченковская АЭС	1973	90

- Мощнейший в мире энергоблок — АЭС Сиво во Франции (блоки 1 и 2, PWR, 1561 МВт каждый, пуск в 1997 и 1999 году)
- Крупнейшая в мире АЭС — АЭС Касивадзаки-Карива в Японии (7 блоков BWR общей мощностью 8212 МВт, пуск с 1985 по 1996 год)

Таблица 1.2 – Атомные станции, работающие во всем мире

Страна	Мощность	Выработка	Доля	Станций	Блоков
Аргентина	1 627	6 518,63	4,8 %	2	3
Армения	375	2 571,10	34,5 %	1	1
Бельгия	5 927	24 825,24	7,5 %	2	7
Болгария	1 926	14 700,98	31,3 %	1	2
Бразилия	1 884	13 891,62	2,8 %	1	2
Великобритания	8 918	63 894,54	18,9 %	7	15

Венгрия	1 889	14 959,77	52,7 %	1	4
Германия	10 779	86 810,34	14,1 %	7	8
Индия	6 225	34 644,44	3,5 %	7	22
Испания	7 121	54 758,77	20,3 %	5	7
Канада	13 538	95 636,53	16,6 %	4	19
Китай	31 402	161 202,45	3,0 %	13	36
Мексика	1 440	11 184,73	6,8 %	1	2
Нидерланды	482	3 861,63	3,7 %	1	1
Пакистан	690	4 332,70	4,4 %	2	3
Россия	26 557	182 807,13	18,6 %	10	36
Румыния	1 300	10 709,67	17,3 %	1	2
Словакия	1 814	14 083,68	55,9 %	2	4
Словения	688	5 371,66	38,0 %	1	1
США	99 868	798 012,33	19,5 %	60	99
Тайвань	5 052	35 143,03	16,3 %	3	6
Украина	13 107	82 405,17	56,5 %	4	15
Финляндия	2 752	22 325,96	33,7 %	2	4

Франция	63 130	419 022,40	76,3 %	19	58
Чехия	3 930	25 337,78	32,5 %	2	6
Швейцария	3 333	22 155,90	33,5 %	4	5
Швеция	9 651	54 455,05	34,3 %	3	10
ЮАР	1 860	10 965,70	4,7 %	1	2
Южная Корея	23 133	157 198,22	32,7 %	6	25
Япония	40 290	4 346,48	0,5 %	17	43
В мире	391 603	2 441 331,87	10,9 %	191	449

РАЗДЕЛ 2. ОСНОВНЫЕ СОСТАВЛЯЮЩИЕ ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

2.1. Основы безопасности АЭС

Безопасность АЭС (NPP safety) – свойство АЭС при нормальной эксплуатации и в случае аварий ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами.

Уровень безопасности считается приемлемым, если обеспечено соблюдение требований специальных норм и правил.

Базовая цель безопасности

Базовой целью безопасности АС является защита персонала, населения и окружающей природной среды от недопустимого радиационного воздействия при вводе в эксплуатацию, эксплуатации и снятии с эксплуатации АС. Базовая цель безопасности АС достигается путём реализации радиологической и технической целей безопасности.

Радиологическая цель - это не превышение установленных санитарными нормами пределов радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях.

Техническая цель - это реализация технических и организационных мер, направленных на предотвращение аварий на АЭС и ограничение их последствий. При этом радиационные последствия аварий, учитываемые в проекте, не должны превышать установленные нормативными документами пределы. АС удовлетворяет требованиям безопасности, если в результате принятых в проекте технических и организационных мер достигнута базовая цель безопасности.

На этапе проектирования закладываются основы безопасной эксплуатации АС, поэтому главные задачи этого этапа – наиболее полный учет в проекте требований и принципов безопасности, использование систем безопасности и таких проектных решений, при которых реакторная установка обладает свойствами самозащитенности.

На этапах изготовления оборудования и строительства АС задачами безопасности являются применение апробированных технологий, соблюдение проектных требований и требований специальной нормативно-технической документации и выполнение работ на высоком уровне качества.

На этапе ввода в эксплуатацию задачами обеспечения безопасности являются всеобъемлющие и качественные наладка и функциональные испытания смонтированного оборудования и систем с целью подтверждения их соответствия требованиям проекта.

На этапе эксплуатации главной задачей обеспечения безопасности является ведение технологических режимов в соответствии с технологическим регламентом, инструкциями по эксплуатации и другими регламентирующими документами при наличии необходимого уровня подготовки персонала и организации работ.

При возникновении отказов и инцидентов задачей является предотвращение их перерастания в проектные аварии.

При возникновении проектных аварий - предотвращение их перерастания в запроектные .

При возникновении запроектных аварий - сведение к минимуму воздействия радиации на персонал, население и окружающую среду.

На этапе снятия с эксплуатации задачей безопасности является выполнение мероприятий по долговременному захоронению радиоактивных продуктов и надзору за безопасностью при выполнении демонтажа оборудования.

Принципы обеспечения безопасности

В настоящее время выработаны общие принципы обеспечения безопасности АС. Они универсальны для всех типов реакторов, хотя и существует необходимость их адаптации к проектным и эксплуатационным особенностям конкретных реакторных установок. Принципы обеспечения безопасности АС подразделяются на фундаментальные и общие организационно-технические принципы.

К фундаментальным принципам относятся:

1. обеспечение культуры безопасности;
2. ответственность эксплуатирующей организации;
3. реализация стратегии глубокоэшелонированной защиты;
4. государственное регулирование безопасности.

К общим организационно-техническим принципам относятся:

1. применение апробированной инженерно-технической практики;
2. управление качеством;
3. самооценка безопасности АС;
4. анализ безопасности;
5. ведомственный надзор;
6. независимые проверки;
7. учет человеческого фактора;
8. обеспечение радиационной безопасности;
9. учет опыта эксплуатации;
10. научно-техническая поддержка.

Фундаментальные функции безопасности

Для достижения основной цели безопасности - предотвращения выхода радиоактивных продуктов за пределы физических барьеров - выполняются три фундаментальные функции безопасности:

1. контроль и управление реактивностью;
2. охлаждение активной зоны реактора;
3. локализация и надежное удержание радиоактивных веществ.

Эти функции в соответствии с принципом защиты в глубину закладываются на этапе проектирования АЭС. Основной задачей эксплуатации является выполнение этих фундаментальных функций *одновременно и постоянно*, т.е. во всех режимах, включая режимы останова энергоблока для перегрузки топлива.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ [1] эти фундаментальные функции безопасности детализированы. Расширенный набор функций включает функции, необходимые для предотвращения аварийных ситуаций, и функции, необходимые для ограничения последствий аварийных ситуаций. Эти функции являются завершенными, чтобы с использованием структур, систем и компонентов, предназначенных для нормальной эксплуатации, препятствовать переходу (перерастанию) ожидаемых эксплуатационных случаев в условия для аварийных ситуаций или чтобы смягчить последствия наступивших аварийных ситуаций.

Контроль и управление реактивностью обеспечивается следующими действиями:

1. обеспечением контроля реактивности в условиях нормальной эксплуатации внутри пределов безопасности;
2. предотвращением недопустимых переходных процессов реактивности;
3. остановкой реактора по мере необходимости, чтобы предотвратить перерастание ожидаемых эксплуатационных ситуаций в проектные аварии;
4. остановкой реактора, чтобы смягчить и ограничить последствия аварийных ситуаций;
5. удержанием реактора в состоянии безопасного останова после всех действий по останову цепной реакции.

Управление цепной реакцией деления обеспечивается с помощью системы управления и защиты реакторной установки, имеющей поглощающие стержни (управляющие стержни и стержни аварийной защиты). Кроме того, на реакторах типа ВВЭР для этой цели используется система борного регулирования, позволяющая изменять концентрацию борной кислоты в теплоносителе 1-го контура.

Система управления и защиты и системы контроля

Система управления и защиты (СУЗ) реактора предназначена для управления реактором при его пуске, работе на мощности, плановой или аварийной остановке реактора и относится к системе, важной для безопасности. СУЗ является многофункциональной подсистемой АСУ ТП энергоблока. К управляющей системе безопасности относятся следующие системы и устройства, входящие в СУЗ:

- датчики технологических параметров;
- аппаратура обработки сигналов от датчиков технологических параметров;
- аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП);
- система аварийной защиты (АЗ);
- система предупредительной защиты, включая регулятор ограничения мощности (ПЗ, РОМ);
 - система контроля положения органов регулирования;
 - система группового и индивидуального управления.

Подробнее остановимся на аппаратуре АКНП, системах АЗ и ПЗ и составе основного оборудования СУЗ.

Функциональное назначение систем АЗ и ПЗ и состав основного оборудования СУЗ

В состав основного оборудования СУЗ входят:

- два независимых комплекта аварийной защиты (АЗ);
- комплект предупредительной защиты (ПЗ);
- система группового и индивидуального управления (СГИУ);
- система контроля и индикации положения органов регулирования (ОР);
- система автоматического регулирования мощности реактора;
- система силового управления приводами;
- система электропитания.

Оборудование СУЗ выполняет следующие функции:

- аварийную защиту реактора путем сброса всех ОР;
- предупредительную защиту путем последовательного движения ОР вниз с рабочей скоростью или запретом движения всех ОР вверх;
 - ускоренную предупредительную защиту путем сброса одной группы;
 - групповое или индивидуальное управление ОР реактора;
 - автоматический переход по жесткому алгоритму с одной группы органов на следующую группу, как при ручном, так и при автоматическом управлении;
 - автоматическое шунтирование некоторых сигналов АЗ;
 - сигнализацию первопричины срабатывания аварийной и предупредительной защиты;
 - автоматическое регулирование мощности реактора;
 - индикацию положения ОР на БЩУ, а также выдачу сигналов о положении каждого ОР в систему внутриреакторного контроля СВРК;
 - сигнализацию неисправности.

Аварийная защита формирует команду на падение органов регулирования при возникновении аварийной ситуации. По этой команде все извлеченные ОР падают вниз. Органы регулирования выполнены таким образом, что штанга с поглотителем подвешена с помощью защелок, удерживаемых электромагнитом. При потере электропитания на катушках электромагнита ОР падают вниз независимо от положения по высоте зоны. В целях повышения надежности предусмотрены два комплекта аппаратуры АЗ. Каждый комплект аппаратура АЗ выполнен трехканальным, работает по мажоритарному принципу «два из трех», является полностью независимым и размещен в отдельном помещении. На каждый комплект аппаратуры АЗ входные сигналы поступают от трех комплектов датчиков аварийных сигналов, пройдя необходимую обработку в устройстве формирования дискретных сигналов.

Система предупредительных защит предназначена для формирования аварийных команд на запрет повышения мощности реактора или снижения мощности до безопасных пределов. ПЗ предусматривает следующие команды для управления органами регулирования:

- поочередное движение групп ОР вниз с рабочей скоростью до момента снятия аварийного сигнала, при исчезновении сигнала движение вниз прекращается;
- запрет движения ОР вверх, движение вниз разрешается, при исчезновении аварийного сигнала запрет снимается;
- сброс одной группы.

Функции ПЗ реактора также несет устройство **разгрузки и ограничения мощности (РОМ)**. Устройство разгрузки и ограничения мощности реактора (РОМ) предназначено для ограничения тепловой мощности реактора на уровне, задаваемом автоматически в зависимости от числа работающих главных циркулярных насосов (ГЦН) и турбопитательных насосов (ТПН) во втором контуре. Снижение мощности до разрешенного уровня производится путем выдачи устройством РОМ команд на движение рабочей группы ОР вниз. Устройство РОМ структурно включает в себя:

- тракт вычисления тепловой мощности,
- тракт сравнения вычисленной тепловой мощности с нейтронной,
- тракт выработки скорректированного сигнала мощности реактора,
- тракт формирования уставки по мощности,
- тракт сравнения скорректированного сигнала мощности с уставкой по мощности,
- тракт по выработке сигнала воздействия на орган регулирования.

Устройство РОМ получает информацию об уровне нейтронной мощности от аппаратуры контроля нейтронной мощности (АКНП). Устройство РОМ получает также сигналы по перепаду температур на циркуляционных петлях реактора и информацию об отключении ГЦН и ТПН. Устройство РОМ выполнено трехканальным, с выдачей результирующего воздействия по принципу «2 из 3», причем каждый канал конструктивно оформлен в виде отдельной панели, все панели (каналы) абсолютно идентичны.

РОМ должен формировать сигнал ограничения мощности при следующих событиях:

- при частоте электропитания ГЦН большей 49 Гц;
- $102 \% N_{\text{НОМ}}$ – при четырех работающих ГЦН и двух работающих ТПН;
- $69 \% N_{\text{НОМ}}$ – при трех работающих ГЦН и двух работающих ТПН;
- $52 \% N_{\text{НОМ}}$ – при четырех работающих ГЦН и одном работающем ТПН;
- $52 \% N_{\text{НОМ}}$ – при двух работающих ГЦН в противоположных петлях и двух работающих ТПН или при одном работающем ТПН;
- $42 \% N_{\text{НОМ}}$ – при двух работающих ГЦН в смежных петлях и хотя бы одном работающем ТПН;
- при снижении частоты на трех из четырех секциях электропитания ГЦН до 49 Гц уровень ограничения мощности снижается до 0,9 номинального уровня, определенного в зависимости от количества работающих ГЦН и ТПН при номинальной частоте электропитания.

Автоматический регулятор мощности (АРМ) реактора предназначен для приведения мощности реактора в соответствие с мощностью турбогенераторов и поддержания нейтронной мощности реактора по сигналам аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП. Для реакторов типа ВВЭР автоматический регулятор мощности обеспечивает следующие основные режимы работы:

- режим поддержания постоянного давления пара перед регулирующими клапанами турбины ($P2K = \text{const}$);
- режим поддержания постоянной нейтронной мощности в реакторе (режим "Н").

Устройства группового и индивидуального управления ОР выполняют следующие функции:

- одновременное перемещение вверх или вниз в заданной последовательности органов регулирования, объединенных в фиксированные группы, которые управляются от автоматического регулятора мощности или от оператора при ручном управлении;
- стоянка в любом положении по высоте активной зоны;
- сброс всех ОР при срабатывании АЗ;
- поочередное движение вниз групп ОР с рабочей скоростью, начиная с последней по сигналу предупредительной защиты ПЗ-1 (при снятии ПЗ-1 движение прекращается);
- введение запрета на движение ОР вверх при поступлении сигнала предупредительной защиты.

Система контроля положения ОР обеспечивает:

- индикацию положения ОР;
- формирование дискретных сигналов, соответствующих конечным и промежуточным положениям ОР;
- формирование сигнала падения ОР;
- формирование сигнала о неисправности системы контроля положения ОР.

Борная система регулирования

Данная система является основной системой компенсации избыточной реактивности в реакторах ВВЭР. Борная система регулирования предназначена

для компенсации медленных изменений реактивности и поддержания реактора в критическом состоянии. Это необходимо при ксеноновом отравлении в режиме сброса нагрузки, а также для изменения концентрации борной кислоты в режимах пуска и останова блока. Борное регулирование является основной частью системы управления реактора и позволяет изменять концентрацию борной кислоты в теплоносителе первого контура со скоростью 15-20 % в час от текущей концентрации. При возникновении сигнала АЗ в любом режиме закрывается подачи дистиллированной воды от деаэратора борного регулирования на всас подпиточного насоса. Сочетание борной системы регулирования с механической системой СУЗ позволяет улучшить маневренные характеристики блока. Оборудование реакторной установки и применяемое оборудование системы продувки-подпитки допускает возможность их использования в маневренных режимах энергоблока. Сочетание борной системы регулирования с механической системой СУЗ позволяет улучшить маневренные характеристики блока. Оборудование реакторной установки и применяемое оборудование системы продувки-подпитки допускает возможность их использования в маневренных режимах энергоблока.

Регулирование расхода дистиллята осуществляет регулирующий клапан, работающий по импульсу от уровня в деаэраторе. Регулирование расхода среды, направляемый в 1-й контур, осуществляется регулирующим клапаном, установленным на напорной линии подпиточного насоса и работающим по программе поддержания уровня в компенсаторе давления. Для увеличения концентрации бора в 1 контуре предусмотрена подача борного концентрата во всасывающий коллектор подпиточных насосов. При плановом выведении борной кислоты из 1-го контура для компенсации отравления реактора при выгорании топлива приоткрывается задвижка на тракте от бака с дистиллированной водой. Чистая вода под напором собственной тяжести поступает на всас подпиточного насоса. Чистая вода разбавляет воду в 1-м контуре и уменьшает концентрацию борной кислоты. Дополнительно вода разбавляется за счет чистой воды, поступающей в деаэратор для поддержания в нем нужного уровня. Разбавление воды в 1-м контуре процесс очень медленный. При отравлении реактора во время ксеноновых колебаний маневрирование за счет борной кислоты становится затруднительным процессом и повышает затраты на химическую водоочистку. Во время ксеноновых процессов, особенно в конце кампании, выстраивают стратегию подавления ксеноновых колебаний таким образом, чтобы минимизировать борное регулирование.

Для охлаждения активной зоны реактора необходимо:

1. отводить тепло от активной зоны в процессе работы на мощности;
2. отводить остаточное тепловыделение в соответствующих условиях

- нормальной эксплуатации и условиях проектных аварий с неповрежденной границей контура охлаждения реактора;
3. поддерживать в работе достаточное количество оборудования охлаждения активной зоны в условиях нормальной эксплуатации и после любых проектных аварий;
 4. отводить тепло от активной зоны после частичного разрушения границы 1-го контура охлаждения реактора под давлением, чтобы ограничить повреждение топлива;
 5. передать тепло конечному теплоносителю от промежуточных теплоносителей, используемых для отвода тепла от активной зоны.

Конечному теплоносителю передается тепло, которое не преобразовано в электроэнергию или не использовано в других полезных целях (например, на отопление), в количестве, зависящем от коэффициента полезного действия АЭС.

Для локализации и надежного удержания радиоактивных продуктов необходимо:

1. поддерживать целостность оболочек топлива в активной зоне реактора;
2. поддерживать целостность границ 1-го контура теплоносителя;
3. ограничивать выброс радиоактивных материалов и минимизировать радиоактивное облучение населения и персонала.

Эта функция предусматривает как контроль нормальных эксплуатационных сбросов, так и ограничение случайных выбросов радиоактивности, направлена на предотвращение выхода радиоактивных продуктов за пределы атомной станции. Для надежного удержания радиоактивных продуктов в активной зоне реактора большое внимание уделяется качеству изготовления оболочек ТВЭЛов. Но, несмотря на это, из-за большого количества ТВЭЛов в активной зоне некоторые из них могут потерять допустимый уровень герметичности даже в процессе нормальной эксплуатации АЭС. В случае аварии или при недостаточном охлаждении ТВЭЛы могут разрушиться от перегрева, и радиоактивные продукты попадут в пределы границ третьего физического барьера 1-го контура. При нарушении целостности 1-го контура попаданию радиоактивных продуктов в окружающую среду препятствует герметичная оболочка или специальные герметичные помещения, в которых разрежение поддерживается работой систем вентиляции.

Принцип единичного отказа

Среди основных принципов безопасности весьма важным является ***принцип единичного отказа*** или, как его часто именуют, критерий единичного отказа.

Срабатывание и действие инженерно-технических систем безопасности должно быть высоконадежным. Такая надежность достигается правильным использованием отказобезопасных решений, защитой от отказов по общей

причине, а также независимостью систем безопасности от технологических систем станции.

Конструкция этих систем должна обеспечивать исключение потери функций, выполняемых системами безопасности, в результате отказа какого-то одного ее компонента. Это и есть критерий единичного отказа (для систем безопасности).

В соответствии с этим принципом, система безопасности должна выполнять свои функции при любом исходном событии и при независимом от исходного события отказе любого элемента этой системы. Согласно требованиям положений по безопасности, под **единичным отказом** понимают отказ одного из активных или пассивных элементов, имеющих механические движущиеся части, или одну независимую ошибку персонала. Для механических систем *пассивным элементом* считается тот, который не имеет движущихся частей и для работы которого не требуется работа других систем или компонентов. Пассивный элемент включается в работу непосредственно от воздействия исходного события. *Активным считается элемент*, для работы которого требуется выполнить некоторые активные действия, например, включить электропитание на привод, подать сжатый воздух. В электрических системах все элементы считаются активными.

Практическое применение принципа единичного отказа обеспечивает:

- работу систем безопасности и систем, важных для безопасности, в случае возникновения единичного отказа оборудования или ошибки персонала;
- уменьшение риска отказа оборудования по общей причине.

На практике принцип единичного отказа реализуется путем резервирования. *Резервирование* предполагает применение двух или более аналогичных систем или независимых каналов одной системы, идентичных по своей структуре. При полной независимости этих систем или каналов их общая надежность пропорциональна их количеству. Наиболее ясным примером резервирования является система аварийного охлаждения активной зоны реактора АЭС с ВВЭР-1000. Система имеет трёхкратное резервирование в типовом проекте и четырёхкратное резервирование в зарубежном, причем каждая из входящих в нее подсистем может самостоятельно выполнить проектную функцию безопасности в полном объеме.

Для уменьшения вероятности отказов резервированных систем или их каналов по общей причине дополнительно применяются:

- физическое разделение систем;
- разнотипность применяемых систем и оборудования.

Физическое разделение систем обеспечивает устойчивость резервированных систем или их каналов к одновременному отказу по общей причине. Создание между системами или каналами физических барьеров (заблаговременным

расположением огнеупорных перегородок, размещением оборудования в разных помещениях и т.д) обеспечивает сохранение работоспособности остальных систем или каналов при повреждении одного из них при пожаре, повреждении летящими предметами или по другим причинам общего характера. Однотипные компоненты оборудования или каналы системы разделяются физическими барьерами или просто расстоянием для исключения отказа по общей причине.

Разнотипность оборудования подразумевает применение разных по принципу действия систем, выполняющих одни и те же функции. Например, насос питательной воды парогенератора может иметь электрический и турбинный привод; арматура, выполняющая одну и ту же функцию, ручной, электрический и пневматический привод. Таким образом, в случае возникновения, например, события с полным обесточиванием энергоблока имеется возможность использовать оборудование, для работы которого не требуется электропитание. В случае возникновения отказов в работе механической системы аварийной защиты реактора типа ВВЭР ее функции могут быть выполнены увеличением концентрации борной кислоты в 1-м контуре до требуемого значения с помощью штатной системы ввода бора.

2.2 Обеспечение качества и культуры безопасности

Культура безопасности – набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведение отдельных лиц, который устанавливает, что вопросам обеспечения безопасности АС, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, определяемое их значимостью.

Уровни реализации культуры безопасности и соответствующие им задачи:

1-ый уровень – правительственный

- структура управления;
- ресурсы;
- Саморегулирование;

2-ой уровень – руководители предприятий

- Определение ответственности;
- Определение и контроль практики выполнения работ;
- Квалифицированность и подготовка кадров;
- Поощрения и наказания;
- Ревизии, аналогические обзоры и сравнения;
- Формирование атмосферы, в которой работают люди.

3-ий уровень – индивидуальный

- Критическая позиция;
- Строго регламентированный и осторожный подход;
- Коммуникабельность.

Соблюдение принципов культуры безопасности на АС достигается путем:

♣ установления приоритета безопасности над экономическими и производственными целями;

♣ подбора, обучения и повышения квалификации руководителей и персонала атомной станции;

♣ строгого соблюдения дисциплины при четком распределении полномочий и персональной ответственности руководителей и непосредственных исполнителей, определенных должностными инструкциями;

♣ соблюдения требований производственных инструкций и технологических регламентов;

♣ установления руководителями всех уровней атмосферы доверия и таких подходов к коллективной работе, которые способствуют укреплению позитивного отношения к безопасности;

♣ понимания каждым работником влияния его деятельности на безопасность и последствий, к которым может привести несоблюдение или некачественное выполнение требований нормативных документов, производственных и

должностных инструкций, технологического регламента по безопасной эксплуатации;

- ♣ самоконтроля работниками своей деятельности, влияющей на безопасность;

- ♣ понимания каждым работником недопустимости сокрытия ошибок в своей деятельности, выявления и устранения причин их возникновения, необходимости постоянного самосовершенствования, изучения и внедрения передового опыта, в том числе зарубежного;

- ♣ установления такой системы поощрений и взысканий по результатам производственной деятельности, которая стимулирует открытость действий работников и не способствует сокрытию ошибок в их работе.

Ответственность ЭО

- ♣ Ответственность эксплуатирующей организации за обеспечение радиационной защиты персонала, населения и окружающей природной среды, а также за ядерный ущерб является абсолютной и это должно быть закреплено законодательством.

- ♣ ЭО несет всю полноту ответственности за радиационную защиту и безопасность ЯУ независимо от деятельности и ответственности поставщиков и органов государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности.

- ♣ ЭО отвечает за накопление и обобщение опыта эксплуатации, разработку и реализацию единой технической политики на АС.

- ♣ ЭО должна проводить мониторинг и осуществлять постоянный анализ безопасности действующих энергоблоков. В случае необходимости ЭО разрабатывает и реализует проекты их модернизации с целью повышения безопасности.

- ♣ ЭО должна иметь достаточные финансовые и материальные ресурсы для выполнения возложенных на нее функций.

- ♣ ЭО должна обеспечить набор и подготовку достаточной и необходимого количества руководителей и специалистов, квалификация которых обеспечивает выполнение функций, возложенных на ЭО.

- ♣ ЭО назначает администрацию АС, назначает в установленном порядке ее руководителей, определяет их квалификацию, полномочия и обязанности.

Государственное регулирование безопасности АС

- ♣ Государственное регулирование безопасности АС осуществляется независимым органом государственной власти, который определяет критерии и требования относительно безопасности АС, выдает лицензии и разрешения на выполнение работ на соответствующих этапах жизненного цикла АС, осуществляет государственный надзор за соблюдением нормативных требований

и условий предоставленных разрешений, включая меры принуждения в соответствии с законодательством.

2.3. Принципы глубокоэшелонированной защиты

Безопасность энергоблока АС обеспечивается за счет последовательной реализации концепции глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, и системы технических и организационных мер по защите физических барьеров и сохранению их эффективности, с целью защиты персонала, населения и окружающей среды. Основными целями реализации стратегии глубокоэшелонированной защиты является своевременное выявление и устранение факторов, приводящих к нарушению нормальной эксплуатации, возникновению аварийных ситуаций, предотвращению их перерастания в аварии, а также ограничение и ликвидация последствий аварий.

В основе стратегии глубокоэшелонированной защиты лежит установление ряда последовательных физических барьеров, обеспечивающих надежное удержание радиоактивных веществ в заданных объемах или границах сооружений АС.

Система физических барьеров энергоблока АС включает в себя:

- ♣ топливную матрицу;
- ♣ оболочку ТВЭЛ;
- ♣ границу контура теплоносителя реактора;
- ♣ герметичное ограждение реакторной установки;
- ♣ биологическую защиту.

Первый барьер – кристаллическая решетка топливных таблеток из двуокиси урана, который обрабатывается прессовкой и спеканием в цилиндрические таблетки. Из-за деления ядер внутри топлива возникают продукты деления, а вследствие радиоактивного распада – продукты распада, которые в общем задерживаются в решетке двуокиси урана.

В газовый объем, образуемый оболочкой ТВЭЛ и поверхностью самого ТВЭЛа, эти продукты могут выходить либо через микропоры, либо в результате диффузии. Другим путем осколки выйти не могут, т.к. пробег осколков деления в UO_2 не превышает 7 микрон.

Защитные барьеры АЭС

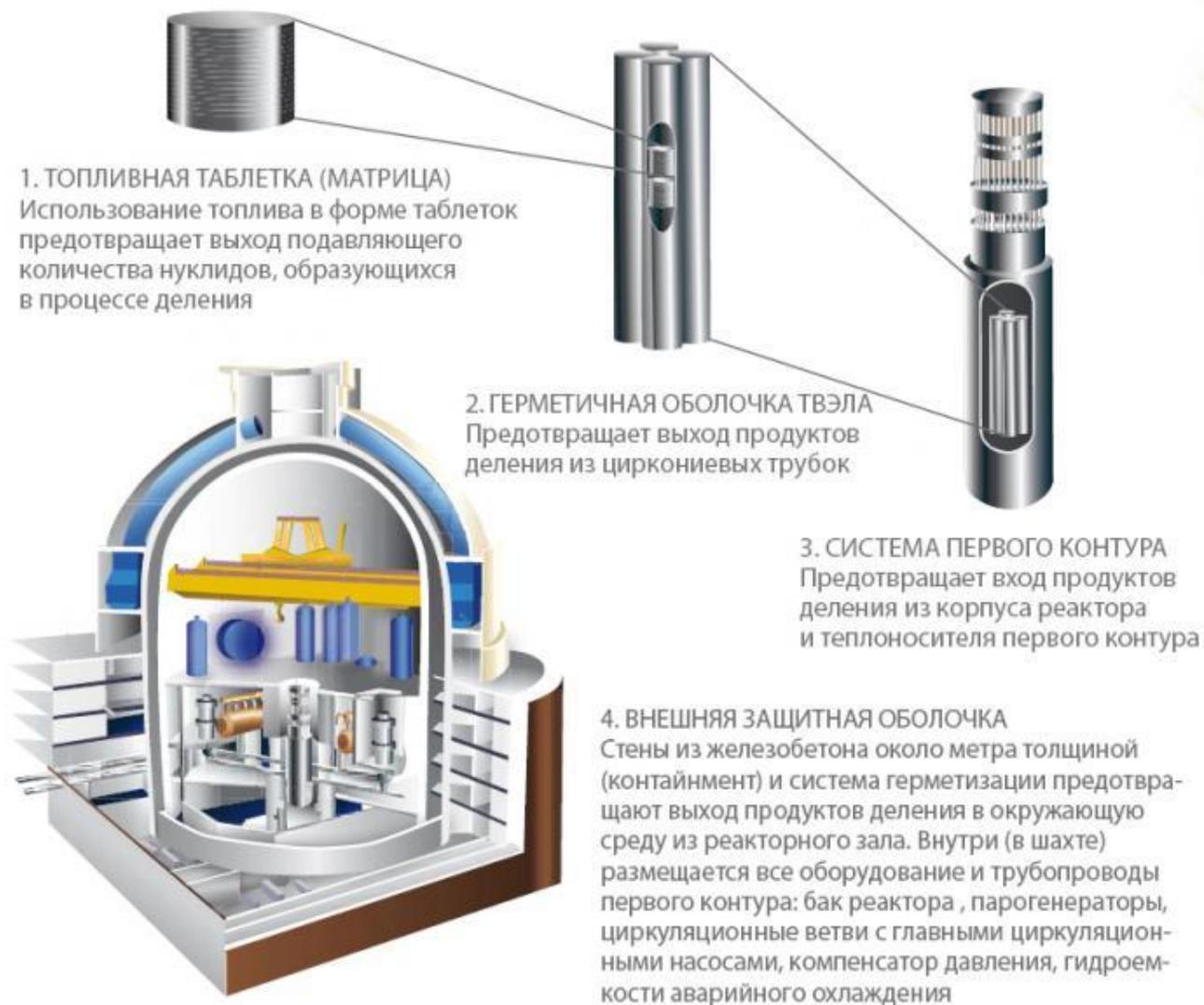


Рисунок 2.1 – Система защитных барьеров безопасности АЭС

Поведение топлива, как барьера зависит от температуры и величины выгорания. Главным недостатком UO_2 является его малая теплопроводность, резко снижающаяся с ростом температуры. Так, например, в ВВЭР-1000 температурный перепад на длине радиуса 2.58 мм может достигать $900-1000\text{ }^{\circ}\text{C}$. С ростом температуры подвижность осколков растет и вероятность их выхода в газовый объем возрастает, с ростом выгорания возрастает и доля продуктов деления. При плавлении топлива барьерные функции ТВЭЛа теряются полностью. Температура в центре ТВЭЛа должна быть ниже температуры плавления UO_2 ($2700\text{ }^{\circ}\text{C}$). При достигнутых в топливе выгорании и температурах (на поверхности таблеток ниже $800\text{ }^{\circ}\text{C}$) только около 5 % общего объема продуктов деления могут выйти из топлива и достигнуть следующего защитного барьера.

Второй барьер - оболочка ТВЭЛа. Она должна предотвратить непосредственный контакт между топливом и теплоносителем. Наиболее опасен

для циркониевых сплавов процесс гидрирования водородом, который ведет к охрупчиванию и появлению трещин. При повышении температуры выше $350 \div 360$ °С циркониевые сплавы быстро корродируют.

Так, например, при 350 °С за 4000 часов эксплуатации увеличение массы составляет 2 мг/см^2 , именно поэтому устанавливается жесткий предел по температуре оболочки. Еще одним неблагоприятным свойством обладает цирконий, которое состоит в том, что при взаимодействии с паром начинает протекать т.н. паро-циркониевая реакция.

Реакция - экзотермическая, и сопровождается помимо выделения тепла охрупчиванием оболочки и уменьшением ее толщины за счет окисления. Начало реакции при $t=950$ °С, при достижении $t > 1200$ °С реакция становится самоподдерживающейся. За 10-12 минут происходит окисление на толщину 0.13 мм с разогревом до плавления ($t=1830$ °С). Максимальный проектный предел повреждения ТВЭЛов соответствует не превышению следующих предельных параметров:

- ♣ температура оболочек ТВЭЛов - не более 1200 °С;
- ♣ локальная глубина окисления оболочек ТВЭЛов - не более 18% от первоначальной толщины стенки;
- ♣ доля прореагировавшего циркония - не более 1% его массы в оболочках ТВЭЛов.

Первый контур образует третий барьер на выходе радиоактивных веществ.

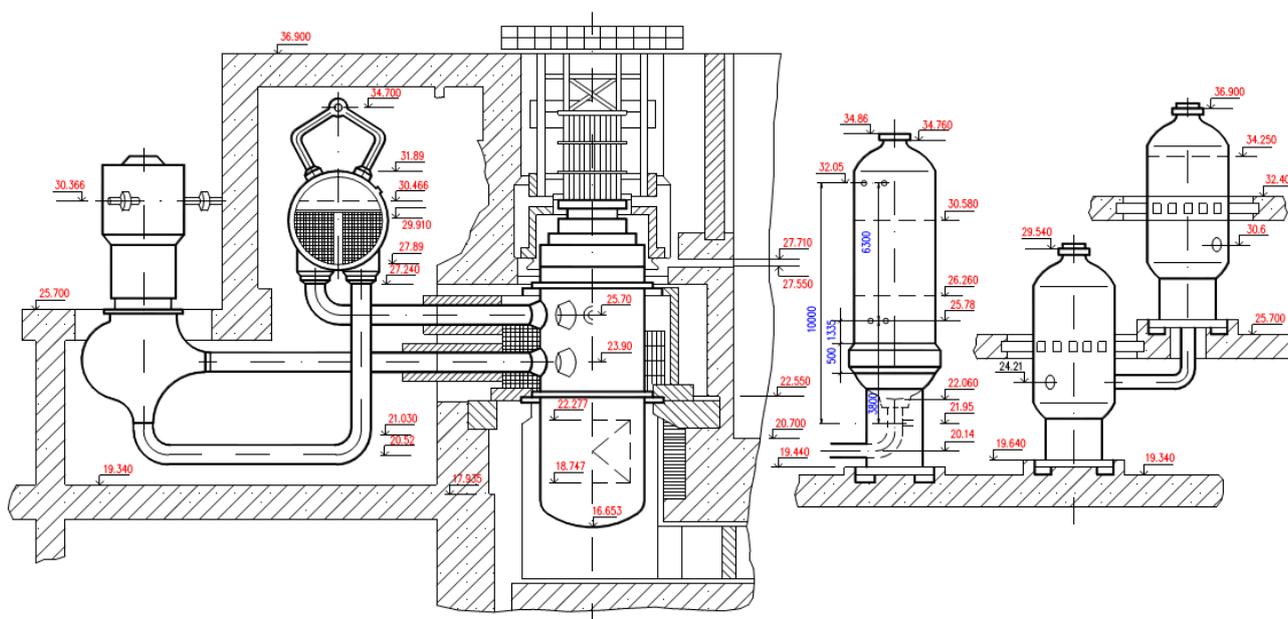


Рисунок 2.2 – Технологическая схема первого контура АЭС

1 контур - контур, вместе с системой компенсации давления, по которому циркулирует теплоноситель через активную зону под рабочим давлением. Первый контур РУ обеспечивает отвод тепла теплоносителем от активной зоны реактора

при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях. Продукты деления и распада могут попасть в первый контур через неплотные оболочки ТВЭЛов.

Кроме того в теплоносителе существуют продукты активации.

Четвертый барьер – гермооболочка (контаймент).

Для радиоактивных веществ, которые могут покинуть в первый контур вместе с течью при аварии с потерей теплоносителя, контаймент образует последний барьер. Как последний барьер на пути распространения р/а продуктов он должен быть полностью работоспособен и тогда, когда не сработали все другие барьеры.

Важнейшей задачей контаймента является предотвращение выхода радиоактивных веществ из контаймента при всех принятых авариях. За основу при расчете проектного давления и температуры внутри контаймента предусматривается разрыв ГЦТ с двухсторонним истечением.

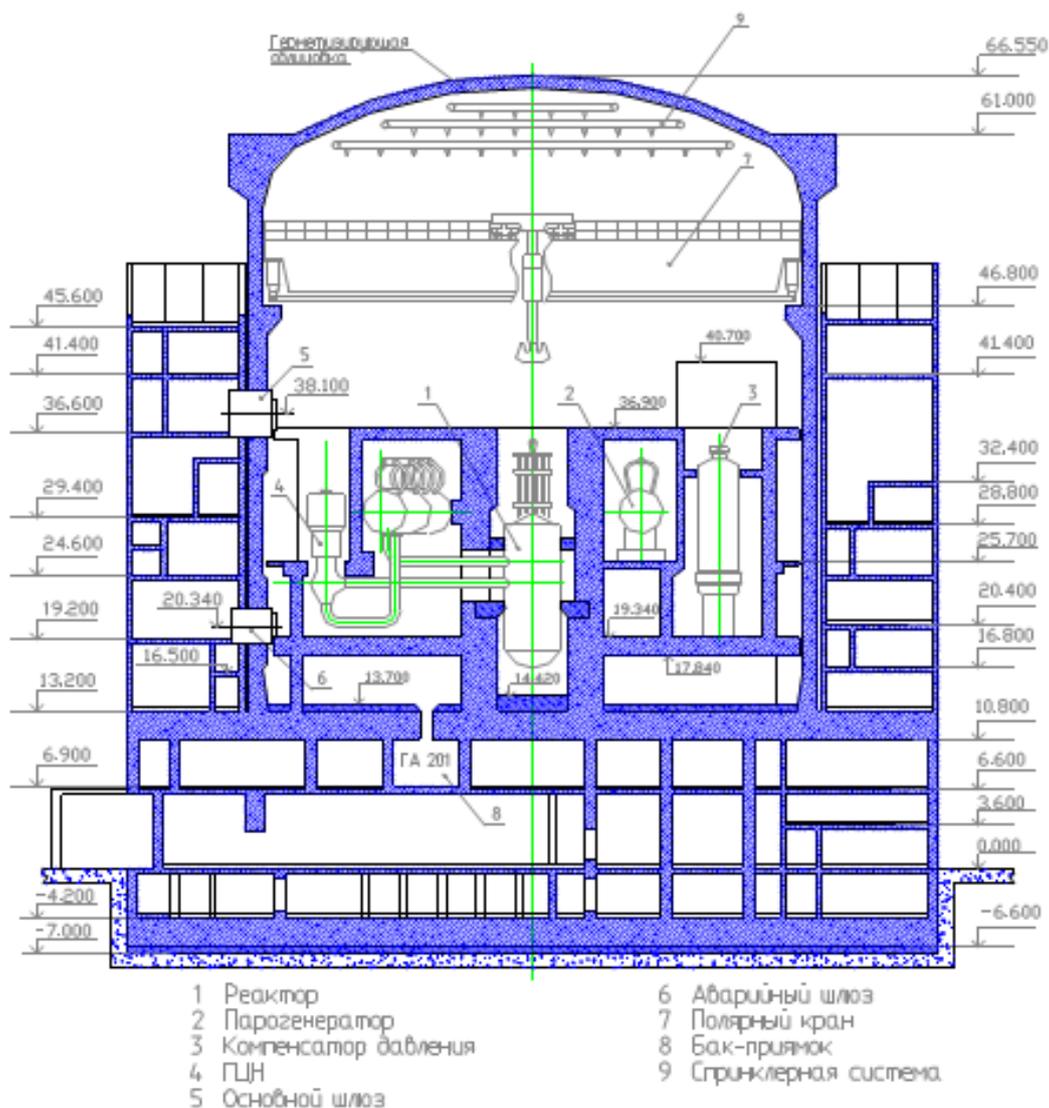


Рисунок 2.3 – Гермооболочка (контаймент)

Защитная оболочка с нижней плитой на отметке 13,200 м является основным элементом системы герметичных ограждений. Защитная оболочка запроектирована из предварительно напряженного железобетона в виде цилиндра внутренним диаметром 45,0 м и высотой 53,200 м, перекрытого пологим сферическим куполом. Толщина стен цилиндра 1200 мм и купола 1100 мм определена из условий биологической защиты и конструктивных требований. Для образования усилий предварительного напряжения в железобетонной ограждающей конструкции, исходя из условия полного погашения осевых растягивающих усилий, возникающих в элементах при действии на сооружение максимального расчетного избыточного внутреннего давления $5,6 \text{ кгс/см}^2$ (0,55 МПа), предусмотрена система предварительного напряжения железобетона.

Пятый барьер – биологическая защита, для защиты персонала от γ , n° излучения. К нему можно отнести фундаменты, стены, перекрытия – толщины которых приняты исходя из условий сохранения прочности при эксплуатационных нагрузках и внешних воздействиях, а также с учетом требований биологической защиты. При эксплуатации энергоблока АС контролируется целостность барьеров на всем пути распространения радиоактивных веществ. При нормальной эксплуатации все барьеры и средства их защиты находятся в работоспособном состоянии. При выявлении неработоспособности любого из предусмотренных в проекте энергоблока барьеров или средств его защиты, согласно условиям безопасной эксплуатации, работа энергоблока АС на мощности запрещается.

Система технических и организационных мер образует пять уровней глубокоэшелонированной защиты:

Уровень 1: Предотвращение нарушений нормальной эксплуатации.

Уровень 2: Обеспечение безопасности при нарушениях нормальной эксплуатации и предотвращение аварийных ситуаций.

Уровень 3: Предотвращение и ликвидация аварий.

Уровень 4: Управление проектными авариями.

Уровень 5: Аварийная готовность и реагирование.

Основными средствами предотвращения нарушений нормальной эксплуатации (уровень 1) являются:

- выбор площадки для размещения АС в соответствии с требованиями нормативных документов;
- разработка проекта на основе консервативного подхода с максимальным использованием свойств внутренней самозащищенности РУ;

- обеспечение необходимого качества конструкций, систем и элементов АС, работ по ее строительству, эксплуатации и модернизации;
- наличие автоматических технических средств, предотвращающих нарушения нормальной эксплуатации;
- эксплуатация энергоблока в соответствии с требованиями нормативных документов, технологических регламентов и инструкций по эксплуатации;
- поддержание в работоспособном состоянии конструкций, систем и элементов, важных для безопасности, путем своевременного выявления дефектов и принятия профилактических мер против их возникновения, замены выработавшего ресурс оборудования, организации эффективно действующей системы контроля конструкций, систем и элементов, их технического обслуживания, ремонта и модернизации, документирования результатов указанных работ;
- подбор, подготовка персонала и обеспечение необходимого уровня его квалификации;
- формирование и развитие культуры безопасности.

Основными средствами обеспечения безопасности при нарушениях нормальной эксплуатации и предотвращения аварийных ситуации (уровень 2) являются:

- своевременное выявление и устранение отклонений от нормальной эксплуатации;
- наличие автоматически действующих защит и блокировок, предотвращающих перерастание нарушений нормальной эксплуатации в аварийные ситуации;
- действия персонала в соответствии с требованиями инструкций и технологических регламентов безопасной эксплуатации, постоянное их совершенствование с учетом накапливаемого опыта и новых научно-технических данных;
- тренировки персонала по действиям в случае нарушений нормальной эксплуатации.

Основными средствами предотвращения и ликвидации аварий (уровень 3) являются:

- наличие систем безопасности (защитных, локализирующих, обеспечивающих и управляющих), которые предназначены для преодоления аварийных ситуаций и проектных аварий, ликвидации их последствий и предотвращения перерастания в запроектные аварии;

- использование систем нормальной эксплуатации для предотвращения аварийных ситуаций и проектных аварий, а также для ограничения их последствий;
- наличие и применение инструкций по ликвидации аварий и действия персонала в соответствии с их требованиями;
- тренировки персонала на полномасштабных тренажерах по действиям в случае аварий.

**Основными средствами управления запроектными авариями
(уровень 4) являются:**

- использования систем нормальной эксплуатации и систем безопасности для предотвращения развития запроектных аварий, ограничения их последствий, а также для возвращения РУ в контролируемое состояние;
- наличие и применение инструкций, определяющих действия персонала в случае запроектных аварий, направленных на прекращение цепной реакции деления, эффективное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах, включая защиту герметичного ограждения от разрушения;
- наличие и применение инструкций по управлению «тяжёлыми» авариями, направленных на предотвращение выхода расплава активной зоны из корпуса реактора и нарушения целостности герметичного ограждения, ограничение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую природную среду, а также на создание условий для своевременной реализации планов по защите персонала и населения;
- действия персонала в соответствии с требованиями инструкций по управлению запроектными авариями;
- тренировки персонала по управлению запроектными авариями.

**Основными средствами обеспечивающими аварийную готовность и
реагирование (уровень 5) являются:**

- установление вокруг АС санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения;
- наличие аварийных планов, планов аварийного реагирования, эффективность и готовность к реализации которых должна периодически проверяться во время противоаварийных тренировок и учений;
- сооружение противорадиационных убежищ и кризисных центров.

2.4. Основные системы безопасности АЭС

Классификация систем и элементов

В соответствии с «Общими положениями безопасности АС» системы и элементы АС различаются по:

- назначению;
- влиянию на безопасность;
- характеру выполняемых ими функций безопасности.

По назначению системы и элементы АС подразделяются на:

- системы и элементы нормальной эксплуатации; – системы (элементы), предназначенные для осуществления нормальной эксплуатации.
- системы и элементы безопасности – системы (элементы), предназначенные для выполнения функций безопасности.

По влиянию на безопасность системы и элементы АС подразделяются на:

- системы и элементы, важные для безопасности; – системы и элементы безопасности, а также системы (элементы) нормальной эксплуатации, отказы которых с учетом отказа активного или пассивного элемента системы безопасности, имеющего механические движущиеся части, или одной независимой от этого отказа ошибки персонала могут привести к аварии.
- системы и элементы, не влияющие на безопасность.

По характеру выполняемых ими функций безопасности системы и элементы безопасности подразделяются на:

- защитные;

Защитные системы (элементы) безопасности – системы (элементы) АС, предназначенные для предотвращения или ограничения повреждения ядерного топлива, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества. Примеры защитных систем безопасности:

- Активная часть САОЗ: - с насосами низкого давления (ТQ12(22,32); - с насосами высокого давления ТQ13(23,33), ТQ14(24,34) ;
- Пассивная часть САОЗ; - Система аварийной питательной воды; - Система защиты от избыточного давления | контура.

- локализирующие;

Локализирующие системы (элементы) безопасности – системы (элементы), предназначенные для предотвращения или ограничения распространения радиоактивных веществ и ионизирующих излучений за предусмотренные проектом границы.

Примеры локализирующих систем безопасности:

- защитная оболочка (контаймент);
- спринклерная система;
- локализирующая арматура.

- обеспечивающие;

Обеспечивающие системы (элементы) безопасности – системы (элементы) АС, предназначенные для снабжения систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий для их функционирования.

Примеры обеспечивающих систем безопасности:

- система надежного электроснабжения;
- система технической воды ответственных потребителей;
- системы вентиляции помещений, где расположены СБ.
- управляющие.

Управляющие системы (элементы) безопасности – системы (элементы), предназначенные для инициирования срабатывания систем безопасности, осуществления контроля и управления ими в процессе выполнения заданных функций.

Примеры обеспечивающих систем безопасности:

- КИП, приводящий в действие СБ;
- технологические защиты | контура, защиты и блокировки оборудования СБ;
- технологическая сигнализация БЩУ, РЩУ.

По влиянию на безопасность элементы АС подразделяются на четыре класса:

Класс 1. К нему относятся ТВЭЛы и элементы АС, отказы которых являются исходными событиями, приводящими при проектном функционировании систем безопасности к повреждению тепловыделяющих элементов с превышением установленных для проектных аварий пределов.

Класс 2. К нему относятся: элементы, отказы которых являются исходными событиями, приводящими к повреждению тепловыделяющих элементов в пределах, установленных для проектных аварий, при проектном функционировании систем безопасности с учетом нормируемого для проектных аварий количества отказов в них; элементы систем безопасности, отказы которых приводят к невыполнению этими системами своих функций.

Класс 3. К нему относятся: элементы систем, важных для безопасности, не вошедшие в классы 1 и 2; элементы, выполняющие функции радиационной защиты персонала и населения.

Класс 4. К нему относятся элементы нормальной эксплуатации АС, не влияющие на безопасность и не вошедшие в классы 1, 2, 3.

Если какой-либо элемент одновременно содержит признаки разных классов, то он должен быть отнесен к более высокому классу безопасности. Элементы, соединяющие элементы разных классов, должен быть отнесен к более высокому классу с сохранением неизменным класса примыкающего к нему элемента.

К элементам и системам, важным для безопасности, относят элементы и системы нормальной эксплуатации, отказы которых приводят к исходным

событиям, которые нарушают нормальную эксплуатацию АЭС и могут привести к проектным и запроектным авариям, а также элементы и системы безопасности. Если какой-либо элемент одновременно содержит признаки разных классов, то он должен быть отнесен к более высокому классу безопасности.

Классы безопасности назначаются разработчиками реакторной установки, систем, важных для безопасности, и генеральным проектировщиком в соответствии с требованиями ТКП-170-2009.

Требования к качеству элементов АЭС, отнесенных к классам 1-3, и его обеспечению устанавливаются в действующих в области ядерной энергетики специальных нормативных документах. При этом более высокому классу безопасности должны соответствовать более высокие требования к качеству его обеспечения. К элементам, отнесенным к классу 4 безопасности, предъявляются требования общепромышленных норм и правил, кроме некоторых особых случаев.

Классификация по безопасности элементов и систем АЭС с ВВЭР-1000 приведена в табл. 2.1.

Таблица 2.1 – Классификация по безопасности систем и элементов

Класс (группа)	Элементы и оборудование
1(А)	ТВЭЛы. корпус реактора
2 (В)	Главный циркуляционный контур (ГЦК). включая главные циркуляционные насосы (ГЦН), компенсатор давления, парогенератор (ПГ), трубопровод
	Система управления и защиты
	Система компенсации давления теплоносителя реактора, включая систему разгрузки
	Системы водоочистки, работающие под полным давлением ГЦК. расположенные в герметичной оболочке
	Системы аварийной подачи питательной воды в ПГ
	Система аварийного охлаждения активной зоны реактора высокого давления
	Паропроводы от ПГ до запорных и предохранительных клапанов ПГ. устанавливаемых на паропроводы (включая эти клапаны)
	Система питательной воды от ПГ до первой запорной арматуры (включая ее) после клапана, регулирующего уровень в ПГ
	Система питательной воды деаэратора до первой запорной арматуры перед регулятором уровня в ПГ
3(С)	Система деаэрации питательной воды
	Системы расхолаживания байпасной очистки, непосредственно неподключенные к ГЦК

Принадлежность элементов АС к классам безопасности устанавливаются в проекте АС и ОАБ энергоблока. В зависимости от класса (1, 2, 3) определяются требования к качеству изготовления и надёжности при эксплуатации элементов, а

также к их контролю. При этом более высокому классу безопасности должны предъявляться более высокие требования. К системам (элементам), отнесенным к классу безопасности 4, предъявляются общепромышленные требования. Принадлежность систем (элементов) к классам безопасности 1, 2 и 3 обязательно указывается в документации на их проектирование, изготовление, поставку и монтаж.

Классификационное обозначение отражает принадлежность элемента к классу безопасности и дополняется символом, отражающим назначение элемента:

- Н – элементы нормальной эксплуатации;
- З – защитные элементы систем безопасности;
- Л – локализирующие элементы систем безопасности;
- О – обеспечивающие элементы систем безопасности;
- У – управляющие элементы систем безопасности.

Например: 2З – система второго класса безопасности, выполняющая защитную функцию (например - САОЗ ВД, ГЕ САОЗ);

Если элемент имеет несколько назначений, то все они входят в его классификационное обозначение (например - САОЗ НД–2НЗ; СТВОП–3НЗ).

Вопрос классификации систем по степени влияния на безопасность достаточно близок к вопросу классификации элементов АЭС по степени сейсмостойкости. В этих классификациях используется шкала сейсмической интенсивности Медведева – Шпонхойера - Карника, называемая MSK-64. С точки зрения проектов землетрясения подразделяются на проектное землетрясение (ПЗ) и максимальное расчетное землетрясение (МРЗ).

Проектное землетрясение - это землетрясение максимальной интенсивности на площадке АЭС с повторяемостью один раз в 1000 лет. Максимальное расчетное землетрясение - землетрясение максимальной интенсивности на площадке АЭС с повторяемостью один раз в 10 000 лет.

К категории | сейсмостойкости относятся:

- элементы АЭС классов безопасности 1 и 2;
- системы безопасности;
- системы нормальной эксплуатации и их элементы, отказ которых при сейсмических воздействиях до МРЗ включительно может привести к выходу радиоактивных веществ в производственные помещения АЭС и окружающую среду в количествах, превышающих установленные действующими нормами радиационной безопасности для проектной аварии;

• здания, сооружения и их основания, оборудование и их элементы, механическое повреждение которых при сейсмических воздействиях до МРЗ включительно из-за силового или температурного воздействия на вышеупомянутые элементы и системы может привести к их отказу в работе;

- прочие системы и элементы, отнесение которых к категории 1 сейсмостойкости обосновано в проекте и одобрено в установленном порядке.

К категории сейсмостойкости должны быть отнесены системы АЭС и их элементы (не вошедшие в категорию I), нарушение работы которых в отдельности или в совокупности с другими системами и элементами может повлечь перерыв в выработке электроэнергии и тепла, а также системы и элементы класса безопасности 3, которые не отнесены к категории I сейсмостойкости.

К категории III сейсмостойкости должны быть отнесены все остальные здания, сооружения и их основания, конструкции, оборудование и их элементы, не отнесенные к категориям сейсмостойкости I и II.

Состав систем безопасности ЯЭУ с ВВЭР-1000

С ввода в строй первого реактора ВВЭР-1000 прошло уже много лет. За это время реакторное оборудование не раз претерпевало модернизацию и изменения. Одним из главных направлений было и остается совершенствование систем безопасности в составе ЯЭУ. Особенно существенная модернизация оборудования и реализация новых проектных решений, касающихся систем безопасности, была произведена для проекта ЯЭУ В-392.

Системы безопасности ЯЭУ для действующих АЭС с ВВЭР-1000

Системы безопасности ЯЭУ предназначены для предупреждения аварий и ограничения их последствий. Наиважнейшей системой безопасности является система управления и защиты. Этой системе, совмещающей в себе функции системы нормальной эксплуатации и защитной системы. Системы безопасности ЯЭУ на АЭС (помимо СУЗ), построенных по проекту В-320, включают:

- пассивную часть системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);
- систему аварийного охлаждения активной зоны высокого давления;
- систему аварийного охлаждения активной зоны низкого давления;
- систему защиты первого контура от превышения давления;
- систему защиты второго контура от превышения давления;
- систему аварийного газоудаления;
- систему аварийной подачи питательной воды.

Пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны

В соответствии с классификацией оборудования ЯЭУ по критериям безопасности пассивная часть САОЗ относится к защитным системам безопасности. Система автоматически выполняет заданные функции при любом, требующем ее работы, исходном событии (включая течи, вызывающие зависимый отказ одного из каналов системы) с учетом одного независимого от исходного события единичного отказа в одном из каналов. При авариях с потерей теплоносителя система подает в реактор раствор борной кислоты с концентрацией 16 г/кг и температурой 60–70 °С при давлении в первом контуре менее 5,9 МПа

(60 Кгс/см²). Подача теплоносителя в реактор осуществляется в результате нивелирного перепада давлений за счет, тяжести столба жидкости в баках САОЗ. Начальное давление 5.9 МПа в баках САОЗ создается с помощью азотной подушки. Попадание азота из баков САОЗ в реактор исключено, так как давление азота в баке при полном вытекании воды всегда заметно меньше давления в реакторе даже в случае его полной разгерметизации (в случае отказа отсечной арматуры). В авариях с потерей теплоносителя для продолжения эффективного расхолаживания активной зоны необходимо сохранить ее залитой до уровня, превышающего верхнюю отметку разогретого топлива (желательно, до отметки нижней образующей входного патрубка ДУ-850). В течение первых 30 мин с начала аварии не требуется вмешательства оператора в управление системой. Подача раствора борной кислоты осуществляется в напорную и сборную камеры реактора. Объем и давление азота в гидроемкости, гидравлическое сопротивление трубопроводов выбраны из условия обеспечения необходимого для охлаждения зоны темпа залива. Концентрация бора в гидроемкостях выбрана из условия обеспечения подкритичности активной зоны реактора (для 320 проекта 16г/кг). Уставка на срабатывание быстродействующих запорных задвижек при снижении уровня в гидроемкостях до 1300 мм выбрана для исключения попадания азота в реактор. В реактор, при понижении в нем давления в результате потери теплоносителя, борированная вода подается из четырех независимых гидроемкостей. Для срабатывания гидроемкостей используется только потенциальная энергия сжатого газа. При нормальной эксплуатации РУ (работа на мощности) система пассивной части САОЗ находится в состоянии готовности. Для этого на магистралях, связывающих баки САОЗ с реактором, должны быть открыты все задвижки, а обратные клапаны, как им и положено, должны быть закрыты. В гидроемкостях создан номинальный уровень, соответствующий объему раствора 50 м³. Подключение гидроемкостей к реактору и их заполнение производится в режиме разогрева и подъема давления в первом контуре путем открытия задвижек при достижении давления в первом контуре 6,4 МПа (65 кгс/см²). Для исключения срабатывания системы в результате понижения давления при плановом расхолаживании, задвижки закрываются дистанционно с БЩУ при снижении давления в реакторе до 8,8 МПа (90 кгс/см²). Основные компоненты пассивной части САОЗ и их соединения с реактором показаны на рис. 2.4. Основными компонентами пассивной части САОЗ являются четыре емкости, трубопроводы и арматура. Каждая емкость имеет полный объем 60 м³, из которых 50 м³ занимает раствор борной кислоты концентрацией 16 г/кг, а 10 м³ – азотная подушка под давлением 5,9 МПа. Емкость соединяется трубопроводом с корпусом реактора. Две емкости соединены с входной камерой реактора, а две другие – с выходной камерой реактора. При нормальной работе

РУ емкость отключена от реактора двумя последовательно расположенными обратными клапанами ДУ-300. Кроме них на каждом трубопроводе установлены две быстродействующие запорные задвижки ДУ-300, которые отсекают емкость от реактора с целью исключения попадания азота из емкости в реактор. Кроме них на каждом трубопроводе установлены две быстродействующие запорные задвижки ДУ-300, которые отсекают емкость от реактора с целью исключения попадания азота из емкости в реактор. Эти задвижки необходимы также для отключения емкости при плановом снижении давления в первом контуре и при неисправности обратных клапанов ДУ-300. Электродвигатели быстродействующих задвижек подключены к источникам надежного питания, управляются дистанционно с БЩУ, РЩУ и автоматически по блокировкам. В процессе нормальной эксплуатации РУ обе задвижки открыты. Когда давление в реакторе падает ниже давления в емкости, обратные клапаны открываются под воздействием перепада давления и вода из них поступает в реактор. Пассивная часть САОЗ оснащена системами контроля и управления.

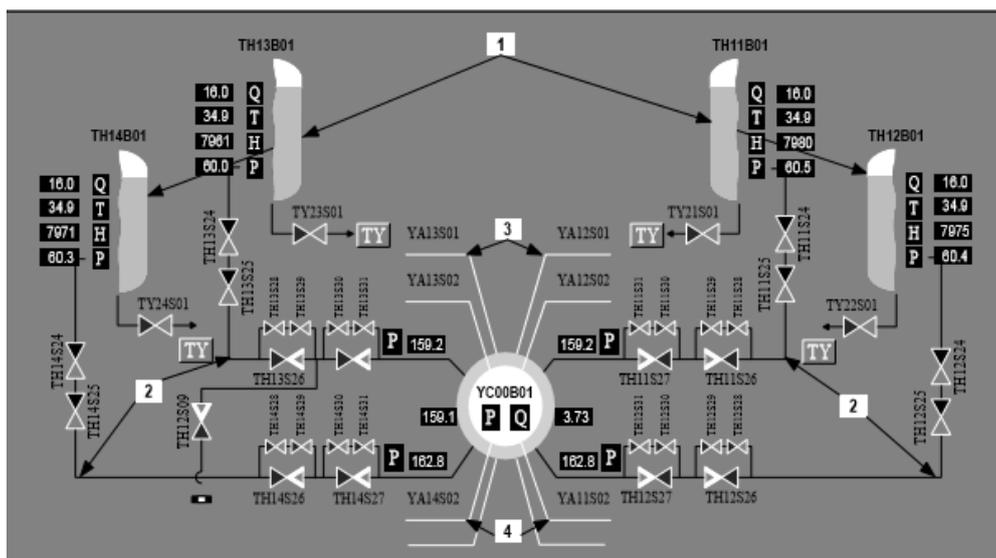


Рисунок 2.4 – Схематическое изображение пассивной части САОЗ:

- 1 – бак с запасом воды для аварийного залива зоны, 2 – магистрали для подачи воды из баков САОЗ в реактор, 3 – холодные нитки ГЦК,
4 – горячие нитки ГЦК

Системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) высокого и низкого давления

Система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления предназначена для подачи в первый контур высококонцентрированного раствора борной кислоты при нарушениях нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях. При нормальной работе РУ эта система находится в режиме

готовности. Система включается автоматически в аварийных ситуациях, связанных с непредусмотренным разуплотнением трубопроводов и оборудования первого и второго контуров, или в случае обесточивания блока. Система разделена на три независимых канала. Каждый канал включает в себя бак аварийного запаса концентрированного раствора бора, насосы аварийного впрыска бора, насосы высокого давления, трубопроводы и арматуру. Помимо указанного оборудования в систему включены баки аварийного запаса концентрированного раствора бора вне защитной оболочки, бак-приямок герметичной части защитной оболочки. Все три канала системы подключаются к «холодным» ниткам ГЦТ. На напорной стороне насоса аварийного впрыска бора последовательно установлены два обратных клапана, задвижка (нормально закрыта) и дроссельная шайба. Баки с раствором для насосов аварийного впрыска бора находятся в гермозоне. На рис. 2.5 показана одна часть системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления, и приведены основные элементы системы. Контроль технологических параметров и управление оборудованием САОЗ высокого давления осуществляется автоматизированной системой управления технологическими процессами (АСУ ТП). В режиме нормальной эксплуатации система аварийного расхолаживания активной зоны находится в режиме ожидания. При аварии при достижении уставок защит САОЗ или по сигналу ступенчатого пуска включаются с запретом дистанционного отключения насосы, которые берут раствор из баков запаса концентрированного раствора бора ($V = 15\text{ м}^3$), расположенных в герметичной оболочке. После опорожнения баков насосы начинают подавать в 1-й контур раствор борной кислоты с концентрацией 16 г/кг из бака-приямка ($V = 630\text{ м}^3$) герметичной части оболочки.

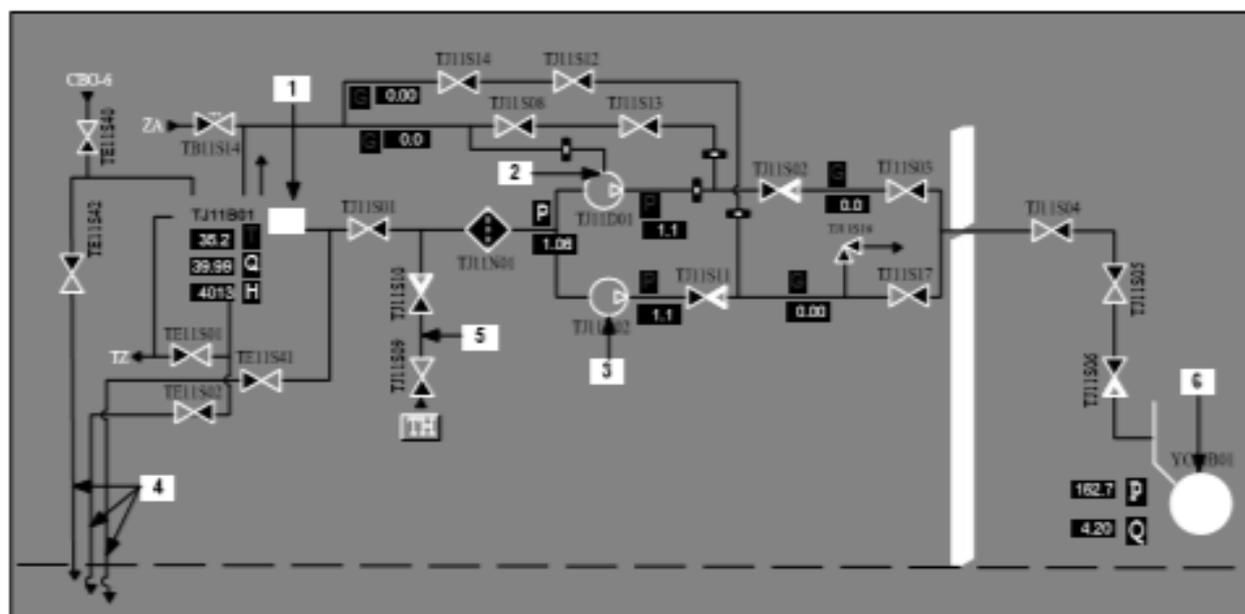


Рисунок 2.5 – Схематическое изображение активной части САОЗ высокого давления:

1 – бак с концентратом бора; 2 – насос для аварийной подачи концентрата бора при снижении давления в реакторе ниже 100 атм; 3 – пленжерный насос для аварийной подачи бора при любом давлении в реакторе; 4 – магистрали для подачи воды из других систем в бак при его опорожнении; 5 – магистраль для пополнения бака из системы аварийного охлаждения активной зоны при низком давлении; 6 – реактор

Система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления имеет три независимых канала, каждый из которых способен выполнить требуемые функции в полном объеме. Таким образом, степень резервирования равна двум. Такая степень резервирования системы достаточна для выполнения функций системы при сочетаниях повреждений, определенных ОПБ, поэтому отказ в одном канале не приводит к потере функциональных свойств системы. Система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления предназначена для отвода остаточных тепловыделений активной зоны реактора без разгерметизации первого контура. Система также используется для обеспечения расхолаживания 1-го контура с заданной скоростью в режимах планового расхолаживания и аварийного расхолаживания при целом первом контуре. Система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления должна обеспечить следующие действия. Во всех ситуациях система должна обеспечить расход охлаждающей воды равный 250-300 м³/ч при давлении в 1-м контуре 2,1 МПа и 700-750 м³/ч при давлении в 1-м контуре 0,1 МПа и температуру не ниже 20°С, обеспечить подачу в контур борного раствора с концентрацией не менее 16 г/кг борной кислоты, в начальный момент, обеспечить подачу воды в аварийных ситуациях не позднее, чем через 35-40 с с момента достижения давления 1-го контура 2,1 МПа. Система совмещает функции устройства нормальной эксплуатации и защитного устройства. Как защитная система безопасности, система обеспечивает отвод тепла от активной зоны в аварийных режимах, как устройство нормальной эксплуатации обеспечивает отвод тепла от активной зоны в режиме планового и ремонтного расхолаживания. В режимах нормальной эксплуатации не связанных с остановом блока, система находится в режиме ожидания. При работе блока на мощности, т.е. при давлении в 1-м контуре выше 1,5 МПа, система надежно отключается от ГЦК рядом запорной арматуры. В режимах планового расхолаживания система приводится в действие оператором и позволяет проводить расхолаживание 1-го контура со скоростью 30 °С/ч. Расхолаживание и отвод остаточных тепловыделений осуществляется в теплообменнике САОЗ за счет рециркуляции по замкнутому контуру: ГЦК – линия планового расхолаживания, теплообменник САОЗ – насос аварийного расхолаживания низкого давления – ГЦК. Обеспечение заданного темпа расхолаживания производится за счет работы регуляторов, установленных на линии планового

расхолаживания и байпаса теплообменника САОЗ. В этом режиме производится расхолаживание реактора до температуры 70 °С и последующий отвод остаточных тепловыделений активной зоны реактора. Подключение линии планового расхолаживания осуществляется при температуре 1-го контура не ниже 130° С и давлении не выше 1.5 МПа. В аварийных режимах с течью 1-го контура осуществляется автоматический запуск насоса аварийного расхолаживания и на напорной магистрали открывается оперативная арматура. При работе осуществляется замкнутая циркуляция теплоносителя: насос – реактор – течь – бак-приямок – насос, при этом отвод тепла от реактора осуществляется технической водой в теплообменнике аварийного расхолаживания, установленном на магистрали бак-приямок – всас насоса. В режиме работы насоса по замкнутой схеме осуществляется расхолаживание реактора и отвод остаточных тепловыделений из активной зоны в течение времени, определенного периодом консервации блока и комплексом послеаварийных мероприятий. Не смотря на то, что основным назначением системы низкого давления является расхолаживание реактора в ситуациях без разгерметизации 1-го контура, при авариях с большой течью в первом контуре данная система становится архиважной и незаменимой. Система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления имеет три независимых канала, каждый из которых способен выполнять требуемые функции в полном объеме. Таким образом, степень резервирования системы как в технологии, так и в электро- и водоснабжении, а также в части управления и автоматики равна двум. Такая степень резервирования системы достаточна для выполнения функций системы по отводу тепла при любых сочетаниях повреждений и отказов определенных в «Общих положениях обеспечения безопасности». На рис. 2.6 показаны два из трех независимых каналов системы САОЗ низкого давления. В каждый канал входят следующие элементы: 1–магистрали для подачи питательной воды после теплообменника для подогрева теплоносителя продувочной водой в «холодные» нитки ГЦК; 2–магистрали для организации продувки теплоносителя из ниток ГЦК; 3–ГЦН; 4–магистраль для подачи холодной воды на уплотнения ГЦН; 5–регулятор продувки; 6–теплообменник для подогрева питательной воды перед подачей в нитки ГЦК; 7–теплообменник для охлаждения продувочной воды; 8–фильтры для очистки вода в системе водоочистки (СВО); 9–магистраль для подачи холодной воды в КД.

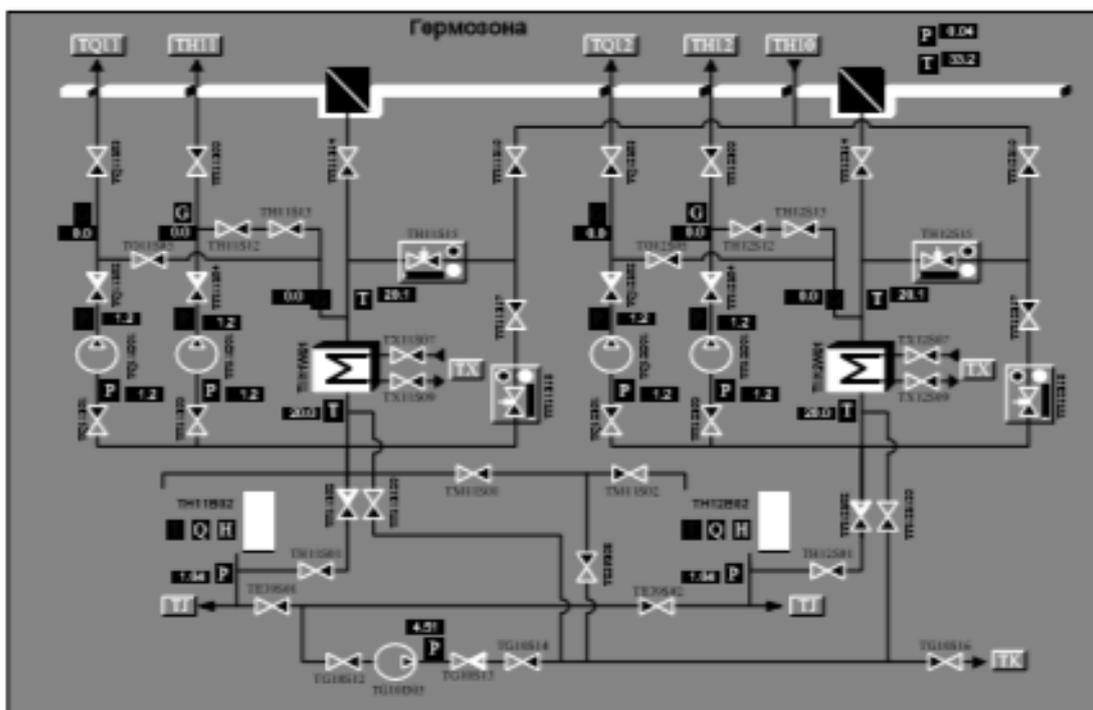


Рисунок 2.6 – Схематическое изображение САОЗ низкого давления

Система защиты первого контура от превышения давления

Система защиты 1-го контура от превышения давления предназначена для предотвращения повреждений оборудования в тех случаях, когда давление превышает предельные значения. Схематическое изображение системы защиты 1-го контура от превышения давления показано на рис. 2.7. Предельные значения давления определяются прочностными характеристиками оборудования 1-го контура, обеспечивающими безопасную эксплуатацию оборудования АЭС. Наиболее эффективным способом защиты реактора от превышения давления является сброс пара (или парогазовой смеси) из КД, так как давление в 1-м контуре определяется давлением парогазовой подушки над уровнем в КД. Легче всего это сделать с помощью импульснопредохранительных устройств (ИПУ), которые обеспечивают открытие предохранительных клапанов по превышению давления. В основу системы положены следующие критерии и принципы: давление теплоносителя в 1-м контуре ни при каких обстоятельствах не должно превышать рабочее давление более чем на 15 % даже в том случае, если произошел отказ одного импульснопредохранительного устройства (ИПУ). В качестве режима, который служит для обоснования непревышения давления, рассматриваются:

- мгновенный сброс нагрузки турбогенератором с номинального уровня мощности до уровня собственных нужд без его прямого останова;
- отказ системы сброса пара (БРУ-А и БРУ-К);
- несрабатывание впрыска теплоносителя в КД;

- несрабатывание АЗ по превышению давления.

При расчете данного режима начальный уровень мощности РУ, параметры теплоносителя первого и второго контуров консервативно приняты равными своим максимальным значениям с учетом отклонений, обусловленных работой измерительной аппаратуры и систем автоматического регулирования. Функция системы состоит в сбросе части теплоносителя первого контура из КД в барботер, посредством срабатывания (открытия и закрытия при заданном давлении) ИПУ, с целью снижения давления в 1-м контуре. Кроме того, контрольное ИПУ может обеспечить принудительное снижение давления в 1-м контуре по команде оператора с БЩУ до любого значения, что позволяет, совместно с системой аварийного газоудаления, при необходимости, обеспечить более быструю подачу раствора борной кислоты в первый контур от насосов впрыска бора. Давление полного открытия клапана от 185 до 192 атм., давление его закрытия от 170 до 175 атм. ИПУ в рабочих режимах системы защиты находится в режиме ожидания. При достижении давления до уставки открытия по сигналу от реле давления срабатывает электромагнитный привод клапана, в результате происходит сброс среды из надпоршневой полости клапана и его открытие. Если рост давления в 1-м контуре продолжается, то по сигналам от реле давления отключаются электромагниты импульсного клапана (ИК) и при достижении давления открытия ИК происходит срабатывание нужного ИПУ. После снижения давления по сигналам от реле давления отключается электромагнитный привод клапана, клапан закрывается, ИПУ возвращается в исходное состояние. Состояние барботера на работоспособность ИПУ не влияет. Неисправности барботера, влияющие на его готовность к приему сбрасываемой среды, могут привести при срабатывании ИПУ к разрыву предохранительной мембраны и попаданию части теплоносителя первого контура в помещение реакторного отделения (в гермозоне). Критериями отказов ИПУ являются: несрабатывание ИПУ по требованию, незакрытие ИПУ после срабатывания или разрушение закрывающего органа, ложное срабатывание ИПУ.

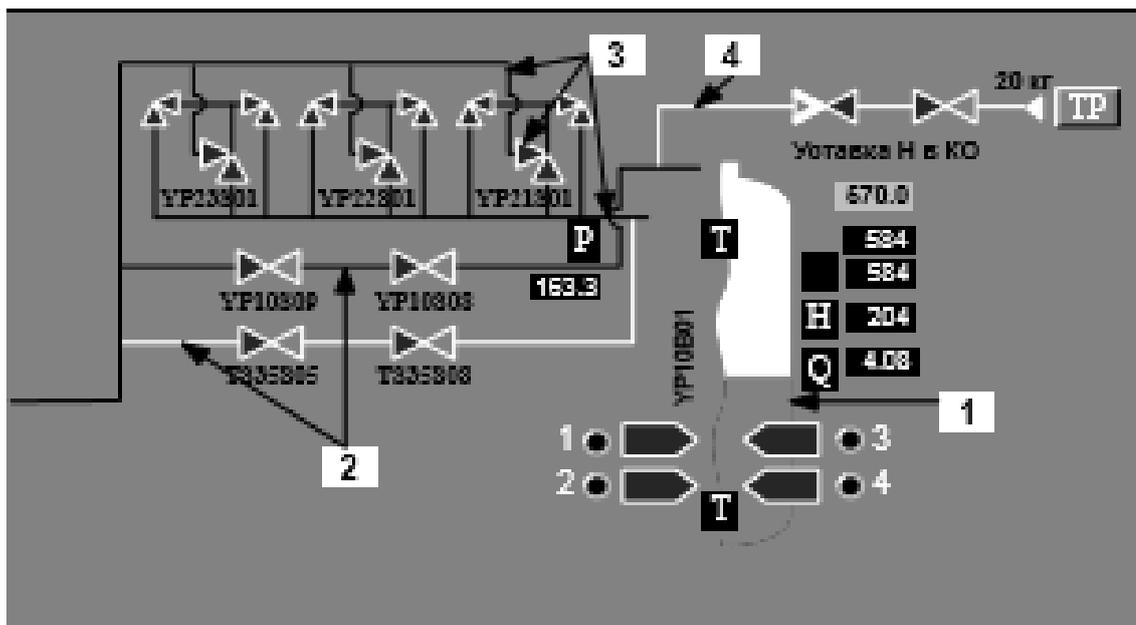


Рисунок 2.7 – Схематическое изображение системы защиты 1-го контура от превышения давления: 1 – КД, 2 – магистрали для сброса паро-газовой смеси из КД в барботёр, 3 – ИПУ и магистрали для аварийного сброса паро-газовой смеси из КД в барботёр, 4 – магистраль для подачи азота в КД

При несрабатывании одного ИПУ по требованию система остается способной выполнять свои функции, так как остающиеся в работе два других ИПУ обеспечивают эффективную защиту первого контура во всех проектных режимах. Обесточивание системы управления не приводит к срабатыванию ИПУ или потере им защитных свойств. ИК в этом случае действуют как предохранительные пружинные клапаны.

Система защиты второго контура от превышения давления

Для защиты второго контура от превышения давления на паропроводах свежего пара установлены паросбросные устройства (БРУ-К, БРУ-А) и предохранительные клапаны. На каждом ПГ установлены одно БРУ-А и два ПК (один контрольный и один рабочий), защищающие ПГ и паропроводы от чрезмерного повышения давления в некоторых аварийных режимах и в режимах с непредусмотренным снижением нагрузки турбогенератора. Суммарная пропускная способность ПК превышает максимальную производительность ПГ и обеспечивает защиту второго контура при отказе БРУ-К и БРУ-А. Максимальная паровая производительность каждого парогенератора – 1600 т/ч. Суммарная производительность предохранительных клапанов, установленных на паропроводе от ПГ (1800 т/ч). При повышении давления до 80 кгс/см² (8,0 МПа) в паропроводе от парогенератора к общему паровому коллектору подается импульс на срабатывание аварийной защиты. С учетом срабатывания аварийной защиты для предотвращения опасного роста давления в парогенераторе достаточно

одного предохранительного клапана; второй клапан является резервным. БРУ-А обеспечивает отвод остаточного тепловыделения активной зоны и расхолаживание РУ за счет сброса пара из ПГ при обесточивании энергоблока, когда давление в первом контуре выше давления, при котором возможна работа САОЗ низкого давления. Кроме того, БРУ-А позволяет удерживать реактор на мощности за счет сброса излишков пара в атмосферу в режимах скачкообразного уменьшения нагрузки турбогенератора с одновременным отказом БРУ-К. БРУ-К служат для сброса пара в конденсатор турбины при закрытии стопорных клапанов турбины или при резком снижении нагрузки турбогенератора. БРУ-К также используются при расхолаживании реакторной установки за счет отвода пара из ПГ в конденсатор турбины. При пуске блока через БРУ-К также сбрасывается пар в количестве, необходимом для пуска турбины. На паропроводе каждого ПГ после БРУ-А и ПК по ходу пара установлено по одному быстрозапорному отсечному клапану и одному обратному клапану. БЗОК прекращает истечение пара из ПГ при разрыве паропровода после БЗОК по ходу пара. Обратный клапан прекращает истечение пара из неаварийных парогенераторов при разрыве паропровода на участке от парового коллектора ПГ до БЗОК или до обратного клапана. Обратный клапан является пассивным устройством и закрывается за счет обратного перепада давления в нем.

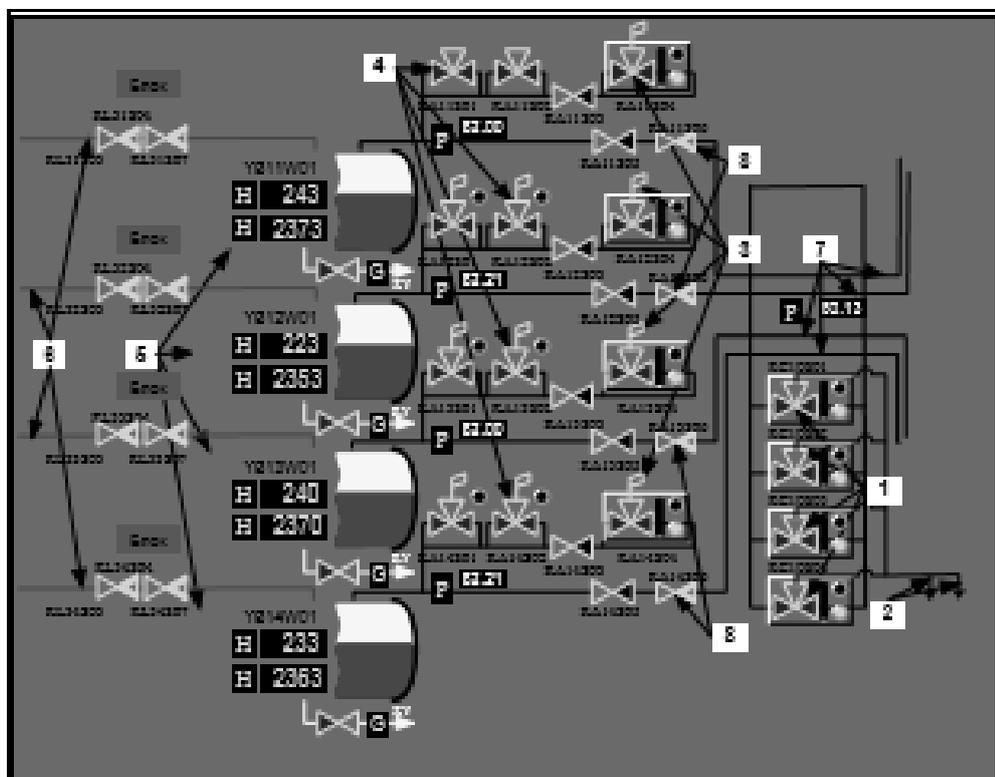


Рисунок 2.8 – Схематическое изображение системы защиты 2-го контура от превышения давления

На рис. 2.8 показана система защиты второго контура от превышения давления и приведены основные элементы этой системы: 1—устройства для сброса пара по превышению давления в конденсаторы (БРУ-К); 2—магистраль для сброса пара в конденсаторы через БРУ-К; 3—устройства для сброса пара по превышению давления в машинный зал (БРУ-А); 4— предохранительные клапаны (ПК) для сброса пара в машинный зал; 5—парогенераторы (ПГ); 6—магистраль для подачи питательной воды из 2-го контура в ПГ; 7—магистраль для подачи пара на турбину; 8—отсечные обратные клапаны для запираания воды в ПГ при течах во 2-м контуре (БЗОК).

Системы аварийного удаления газов и аварийной подачи питательной воды

Система аварийного газоудаления состоит из трубопроводов с арматурой, связывающих воздушники реактора, КД, коллекторов ПГ по первому контуру с барботером. В аварийных ситуациях, когда давление в первом контуре выше напора насоса аварийного впрыска бора, эта система используется для снижения давления в первом контуре. В аварийных ситуациях с оголением активной зоны и возникновением парциркулированной реакции трубопроводы этой системы могут использоваться для удаления парогазовой смеси из-под крышки реактора и из коллекторов ПГ. Система аварийной подачи питательной воды предназначена для подачи питательной воды в ПГ в аварийных режимах, связанных с обесточиванием энергоблока и нарушением нормальной подачи питательной воды в ПГ. При обесточивании энергоблока система осуществляет подачу воды в ПГ и совместно с БРУ-А отводит остаточное тепловыделение активной зоны либо расхолаживает РУ до давления, при котором включается САОЗ низкого давления. Система состоит из трех независимых каналов, содержащих аварийный питательный насос, бак запаса химически обессоленной воды, трубопроводы и арматуру. Электродвигатели аварийных питательных насосов и привода оперативной арматуры подключены к надежному питанию.

Системы безопасности ЯЭУ для АЭС с ВВЭР-1000 нового поколения

После крупной аварии на АЭС «Три Майл Айленд» (США, 1979 г.) был поставлен вопрос о необходимости повышения безопасности и надежности АЭС с ВВЭР, уменьшении риска аварий с разрушением активной зоны и выходом расплавленной массы за пределы корпуса реактора. После катастрофы на Чернобыльской АЭС (1986 г.) на многие годы были свернуты практически все программы строительства новых энергоблоков АЭС, в том числе и энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000, которые были в строительном заделе. Необходимо было разработать концепцию нового поколения АЭС с ВВЭР — концепцию

существенного повышения уровня безопасности (практического исключения риска аварий с разрушением активной зоны).

Концепция проекта АЭС повышенной безопасности была разработана совместно институтом «Атомэнергопроект», ОКБ «Гидропресс» и Российским научным центром «Курчатовский институт». Концепция существенного повышения уровня безопасности РУ с ВВЭР-1000 заключается в следующем:

- организация мер по существенному снижению вероятности тяжелого повреждения или расплавления активной зоны. Строгое выполнение программы обеспечения качества на всех этапах создания реакторной установки и энергоблока в целом. Оснащение энергоблоков системами диагностики, которые дают информацию о состоянии оборудования РУ в каждый момент времени. Формирование при необходимости советов оператору по состоянию оборудования (вплоть до введения в действие средств защиты);

- использование пассивных систем, работающих без подачи внешней энергии и без вмешательства оператора, для предотвращения повреждения и для поддержания длительного расхолаживания активной зоны при авариях. Исключение перерыва в надежном охлаждении активной зоны в любой ситуации во избежание ее перегрева и разрушения;

- использование как активных, так и пассивных систем расхолаживания активной зоны в случае возникновения аварии;

- выполнение мероприятий, повышающих способность РУ самой предотвращать развитие аварий и ограничивать тяжелые последствия, без участия обслуживающего персонала и потребления внешней энергии. Заложить в конструкцию реактора физические принципы, приводящие к самогашению ядерной реакции в начале разгона и исключению ядерной аварии;

- применение систем барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите каждого барьера;

- сохранение принципиальных основных технических решений по оборудованию и системам, подтвержденных положительным опытом эксплуатации АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Существенное повышение надежности оборудования, систем, устройств, приборов. При разработке проекта РУ ВВЭР-1000 повышенной безопасности (В-392) сохранены принципиальные основные технические решения и оборудование, реализованные в проекте РУ В-320. Состав систем безопасности РУ В-392 принципиально не отличается от РУ В-320. Напомним те усовершенствования, которые были сделаны в РУ В-320 после ряда лет эксплуатации реакторов малой серии (В302, В-338):

- 1) Исключены главные запорные задвижки ДУ-850 на петлях главного циркуляционного контура, исключение ГЗЗ обосновывается следующим:

- серийные блоки АЭС должны работать в мощной энергосистеме, поэтому, при необходимости ремонта ПГ и ГЦН, блок может быть отключен без ограничений;

- оптимизируется компоновка РУ, уменьшаются длина и сопротивление петли ГЦК, увеличивается сейсмостойкость ГЦТ;

- уменьшается количество сварных швов на ГЦТ ДУ-850 (на 16 шт.), т.е. повышается надежность первого контура;

- исключаются циклы нагрузки петель, обусловленные срабатыванием ГЗЗ (нагрев-охлаждение при отключении-подключении петли) при сохранении эксплуатационных возможностей: возможности работы на неполном числе петель и ремонта без выгрузки зоны;

- исключаются оборудование и системы, связанные с ГЗЗ (например, дренажи, подпитка для уплотнений в ГЗЗ, система разогрева-расхолаживания петли), а также исключается проблема ремонта корпусов задвижек, что упрощает эксплуатацию и снижает капитальные затраты;

- возрастает конкурентоспособность РУ, так как реализуется техническое решение, внедренное на подавляющем большинстве зарубежных АЭС;

2) Принята «мокрая» перегрузка внутри-корпусных устройств, что обосновывается следующим:

- сокращается металлоемкость РУ за счет исключения защитного контейнера, некоторых грузоподъемных траверс и другого транспортного оборудования;

- сокращена грузоподъемность полярного мостового крана с 400 до 320 т;

- улучшена радиационная обстановка и контроль при перегрузке ВКУ, повышена безопасность при транспортировке ВКУ;

- существенно сокращена высота защитной оболочки и сокращены сроки строительства, стоимость строительства и эксплуатации защитной оболочки;

3) Усовершенствована система перегрузки топлива:

- увеличены размеры бассейна перегрузки, что позволяет выдерживать отработавшее топливо в бассейне не менее трех лет, т.е. появляется возможность вывозить топливо с АЭС непосредственно из реакторного помещения;

- приямок бассейна, в который устанавливается тяжеловесный контейнер для вывоза отработавшего топлива, выполнен ступенчатым, что соответствует требованиям МАГАТЭ о подъеме контейнера при его транспортировке на высоту не более 9 м;

- транспортно-технологическое оборудование, включая стеллажи бассейна перегрузки, выполнено в сейсмостойком исполнении;

4) Разработан главный циркуляционный насос ГЦН-195М с учетом опыта эксплуатации ГЦН-195, который был усовершенствован в следующих направлениях:

- обеспечена максимальная герметизация насоса, создание механического уплотнения вала с минимальными протечками, т.е. реконструкция узла, во многом определяющего надежность и безопасность работы ГЦН и АЭС в целом;
- снижена зависимость насоса от влияния обслуживающих систем АЭС, т.е. обеспечена максимальная автономность ГЦН;
- повышена пожарная безопасность ГЦН путем замены горючих масел на воду в системе смазки подшипников насоса и электродвигателя;
- обеспечена целостность и работоспособность насоса в горячем контуре без подачи охлаждающей воды при длительном обесточивании АЭС;
- созданы и внедрены диагностические средства, обеспечивающие качественный контроль ГЦН и его систем и возможность определения остаточного ресурса.

5) По результатам изготовления, испытаний и эксплуатации внесены конструктивные изменения в техническую документацию на привод ШЭМ, на блок верхний, на ВКУ, на ТВС, на сборки ПС СУЗ и пучки СВП и т. д. Также при разработке проекта РУ ВВЭР-1000 повышенной безопасности (В-392) выполнены требования новых российских нормативно-технических документов и рекомендаций МАГАТЭ. Особое внимание уделено повышению надежности, ресурса, экономичности и безопасности основного оборудования и применению усовершенствованных пассивных и активных систем безопасности с независимыми каналами разного принципа действия. В проекте РУ В-392 применен усовершенствованный реактор В-392, усовершенствованный ПГ, ГЦН с усовершенствованной конструкцией уплотнений. Повышена эффективность системы аварийной защиты за счет увеличения количества ОР СУЗ, что позволяет поддерживать реактор в подкритическом состоянии при расхолаживании до 100 °С без ввода борного раствора. В проекте реактора В-392 применена более экономичная и надежная активная зона, исключаяющая положительные эффекты реактивности из-за обратных связей по параметрам, обеспечены отрицательные коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и топлива в течение всей кампании. В реакторе применен совмещенный контроль распределения энерговыделений по высоте ТВС, температуры теплоносителя на входе и выходе из ТВС и уровня теплоносителя в реакторе (при запроектных авариях). Установка образцов-свидетелей корпусной стали осуществляется на внутренней поверхности корпуса реактора напротив активной зоны, что приближает условия воздействия нейтронного потока на металл образцов-свидетелей к реальным условиям облучения корпуса реактора. В проекте В-392 предусмотрено использование

усовершенствованного ПГ, в котором улучшена конструкция крепления пучка теплообменных труб, организована продувка из мест с наибольшей концентрацией солей в котловой воде ПГ. Предусмотрен новый насос ГЦНА-1391 с уплотнением вала, исключающим течь теплоносителя при обесточивании на 24 ч, позволяет сохранить плотность главного циркуляционного контура при отсутствии подачи запирающей воды ГЦН. В проекте РУ В-392 применены новые пассивные системы управления запроектными авариями:

- пассивная система быстрого ввода бора (СБВБ) в теплоноситель первого контура в режиме отказа аварийной защиты реактора;
- система отвода остаточных тепловыделений в авариях с потерей всех источников электроснабжения переменного тока (СПОТ);

- дополнительная система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2) при течах из первого контура при полном обесточивании АЭС. В проекте РУ В-392 применены усовершенствованные активные системы безопасности и концепция «течь перед разрывом» для трубопроводов первого контура. Внедрение этой концепции снижает вероятность разрывов трубопроводов, так как раннее обнаружение течи позволяет принять своевременные меры для предотвращения аварии. При этом обеспечивается необходимый контроль протечек теплоносителя и состояния металла, а также упрощается обслуживание оборудования и систем нормальной эксплуатации и систем безопасности за счет отказа от применения массивных опор-ограничителей, улучшается компоновка помещений. В проекте РУ В-392 применены новые, более совершенные системы АСУ ТП и системы диагностики, которые позволяют получить необходимую информацию и управлять технологическими процессами в РУ с целью предотвращения развития и смягчения последствий аварий. Система диагностики выполняет основные функции контроля состояния корпуса реактора, ПГ, арматуры, трубопроводов, возникновения и развития дефектов в материале оборудования, обнаружения течей, свободно движущихся предметов в контуре, шумового контроля приводов СУЗ, ВКУ и ГЦН. В проекте РУ В-392 применен бассейн перегрузки с уплотненным хранением топлива и усовершенствованная система перегрузки топлива. В проектном обосновании РУ В-392 учтены запроектные аварии и сейсмические воздействия при землетрясении:

- при землетрясении интенсивностью, меньшей или равной проектному землетрясению (до 7 баллов по шкале MSK-64), РУ должна обеспечивать нормальное функционирование без остановки;

- при землетрясении с интенсивностью большей, чем проектное землетрясение, вплоть до максимального расчетного землетрясения (8 баллов по шкале MSK-64), РУ должна обеспечивать возможность ее безопасной остановки и расхолаживания. Особенностью усовершенствованных проектов нового

поколения, к которым относится и проект РУ В-392, является учет в проектах требований новых нормативных документов по управлению запроектными авариями. В качестве запроектной определена авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными, по сравнению с проектными, авариями, отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала. Введено также понятие «тяжелая запроектная авария» – запроектная авария с повреждением ТВЭЛ выше максимального проектного предела, при которой может быть достигнут предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду. При проектировании систем исходили из необходимости обеспечения пассивного действия систем, не требующих для своей работы внешнего воздействия. На основе вероятностных оценок установлено, что реализация проектной концепции дает возможность достигнуть $5 \cdot 10^{-8}$ 1/реактор в год по частоте тяжелого повреждения активной зоны, т.е. удовлетворить современным нормативным требованиям. Принципиальная схема основного оборудования и систем РУ В-392 представлена на рис. 2.9, а основные технические характеристики – в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Основные технические характеристики реактора (проект В-392)

Характеристика	Значение
Номинальная тепловая мощность, МВт	3012
Давление в реакторе на выходе из активной зоны, МПа	15.7
Температура теплоносителя в реакторе, °С:	
— на входе в реактор	291
— на выходе из реактора	321
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	84 800
Средняя линейная плотность энерговыделений, Вт/см	166
Максимальная линейная плотность энерговыделений, Вт/см	448
Количество тепловыделяющих сборок, шт.	163
Количество органов регулирования СУЗ, шт.	До 121
Обогащение топлива подпитки по ²³⁵ U, % (вес.)	До 4.4
Средняя глубина выгорания топлива (в стационарном топливном цикле), МВт×сут./кг U	43
Время работы на номинальной мощности в течение года (эффективное), ч	7000

В проекте РУ В-392 применены три новые системы управления запроектными авариями (ЗПА), отсутствующие в проекте РУ В-320:

- система быстрого ввода бора (СБВБ);
- система отвода остаточных тепловыделений в авариях с потерей всех источников электроснабжения переменного тока (СПОТ);
- дополнительная система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2). СБВБ состоит из четырех каналов по числу петель первого контура. Канал системы представляет собой контур байпасирования главного циркуляционного насоса, содержащий емкость концентрированного раствора бора и трубопроводы с быстродействующей арматурой, соединяющие емкость с «холодной» ниткой циркуляционной петли.

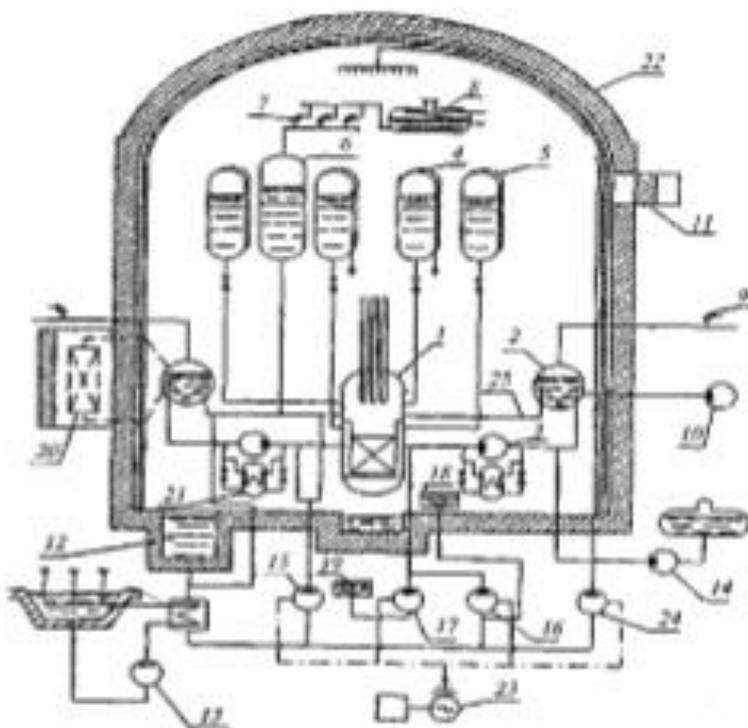


Рисунок 2.9 – Принципиальная схема основного оборудования и систем РУ В-392:

1 – реактор, 2 – ПГ, 3 – ГЦН, 4 – Гидроемкость САОЗ первой степени, 5 – гидроемкость САОЗ второй степени, 6 – КД, 7 – ПК КД, 8 – барботер, 9 – ПК ПГ, 10 – насос аварийной подпитки ПГ, 11 – фильтр на ГО, 12 – бак-приямок с запасом борного раствора, 13 – насос технической воды, 14 – насос системы подпитки 1 контура, 15 – насос расхолаживания системы САОЗ, 16, 17 – насосы аварийного впрыска борного раствора высокого давления, 18, 19 – баки борного раствора, 20 – пассивная система отвода остаточного тепла, 21 – пассивная система быстрого ввода бора, 22 – защитная оболочка, 23 – дизель-генератор, 24 – насос спринклерной системы, 25 – главный циркуляционный трубопровод

При появлении сигнала на останов реактора и при отсутствии снижения мощности арматура открывается и ГЦН выталкивает борный раствор в циркуляционную петлю (как при работающих, так и на выбеге ГЦН). Критерием безопасности в этом случае является не превышение максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов. СПОТ представляет собой четыре группы контуров естественной циркуляции, каждый из которых включает ПГ и воздушный теплообменник. В теплообменниках СПОТ конденсируется пар, поступающий из ПГ, а образующийся конденсат стекает в ПГ. Охлаждающий атмосферный воздух поступает к поверхностям теплообменника через регулирующий шибер при ЗПА с полным обесточиванием АЭС и потерей

надежного электропитания от дизельных генераторов. Проектная мощность системы составляет 2 % от номинальной мощности реактора. Дополнительная система пассивного залива активной зоны ГЕ-2 состоит из четырех групп, в каждой группе две емкости по 120 м³. Эти емкости соединены с первым контуром трубопроводами с пружинными клапанами, которые открываются при падении давления в контуре ниже 1,5 МПа и борный раствор сливается в реактор под действием гидростатического напора. Система рассчитана на ЗПА с разрывом ГЦТ и наложением отказа дизельных генераторов. Система должна обеспечивать длительную подачу борного раствора для охлаждения активной зоны. В проекте АЭС с РУ В-392 обосновано, что вероятность плавления активной зоны не превышает 10⁻⁶ 1/реактор в год, а вероятность превышения аварийного предельного выброса радиоактивных веществ не превышает 10⁻⁷ 1/реактор в год. Таким образом, вероятностные критерии безопасности АЭС нового поколения удовлетворяют всем необходимым требованиям нормативных документов.

По результатам разработки проекта АЭС с РУ В-392 получена лицензия Госатомнадзора России на начало строительства 6-го энергоблока Нововоронежской АЭС. Результаты разработки проекта реакторной установки В-392 использованы в проекте РУ В-412 для АЭС «Куданкулам» в Индии. В 1990 г. началось сотрудничество российских организаций с финской национальной электрической компанией «ИВО-ИН» по разработке нового проекта энергоблока с РУ В-428 (первоначальный индекс проекта — АЭС-91). Этот проект основывался на опыте проектирования, строительства и эксплуатации энергоблоков АЭС с РУ В-320 и предложениях финской стороны по учету в проекте требований зарубежных НТД (в частности, нормативных документов США по разработке PWR). По сравнению с проектом АЭС с РУ В-320 в проекте АЭС-91 предусматривалось:

- улучшение характеристик активной зоны реактора;
- повышение эффективности систем контроля и защиты;
- четырехканальная система безопасности;
- двойная защитная оболочка здания реактора;
- топливный бассейн внутри защитной оболочки рассчитан на выдержку отработавшего топлива в течение десяти лет, что исключает необходимость строительства отдельного хранилища для отработавшего топлива;
- размещение тяжелого оборудования на более низких отметках здания реактора, а также другие меры по улучшению сейсмостойкости АЭС;
- транспортировку тяжелого оборудования (корпуса реактора, парогенератора, контейнера для отработавшего топлива и т.д.) через транспортные шлюзы в защитной оболочке;
- обеспечение доступа персонала в защитную оболочку при эксплуатации

- обеспечение доступа персонала в защитную оболочку при эксплуатации реактора на мощности;
- оптимизация компоновки оборудования и помещений для уменьшения объема строительного-монтажных работ и расхода материалов;
- увеличение проектного срока службы основного технологического оборудования с 30 до 40 лет.

Отличительные особенности ЯЭУ с ВВЭР-1200 по проекту АЭС-2006

Главное отличие нового проекта ЯЭУ с ВВЭР-1200 в рамках программы АЭС-2006 заключается в повышении мощности энергоблока при сохранении основных технических решений, принятых для предыдущих проектов. Данное форсирование обеспечивается в основном за счет повышения к.п.д. турбины и увеличения тепловой мощности реактора. Увеличение мощности реактора обеспечивается за счет удлинения топливной части ТВЭЛ, усовершенствования конструкции ТВС, повышение точности и надежности расчетно измерительного комплекса в составе СВРК и устранения излишнего консерватизма в расчетном обосновании технической безопасности АЭС. Основные показатели ЯЭУ с ВВЭР-1200 в рамках проекта АЭС-2006 выглядят следующим образом:

- электрическая мощность блока 1200 МВт;
- эффективность (к.п.д., брутто) – 35,9 %;
- срок службы незаменимого оборудования – не менее 60 лет;
- повышенная эффективность использования топлива;
- коэффициент технического использования, усредненный за срок службы АЭС – 92 %;
- коэффициент использования установленной мощности, усредненный за весь срок службы АЭС – 90 %;
- использование современных топливных циклов;
- длительность между перегрузками – 18 месяца;
- удельные капитальные вложения в строительство АЭС с РУ АЭС-2006 (ВВЭР-1200) – не более 35500 руб./кВт (в ценах 2006 года). Эта величина ниже на 20 % по сравнению с АЭС с ВВЭР-1000;
- себестоимость отпускаемой электроэнергии (без учета налоговых отчислений) – не более 0,45 руб./кВт·ч (в ценах 2006 года). Для повышения более высокого уровня безопасности в проекте АЭС-2006 технические решения были направлены на усиление свойств внутренней самозащищенности РУ с ВВЭР. На рис.2.10 показаны пассивные системы безопасности, которые предусмотрены в проекте АЭС-2006 дополнительно к системам в проектах ВВЭР-1000. К этим системам относятся пассивная САОЗ второй ступени (ГЕ-2), система быстрого

ввода бора в 1-й контур (СБВБ), пассивная система отвода остаточного тепла из активной зоны (СПОТ).

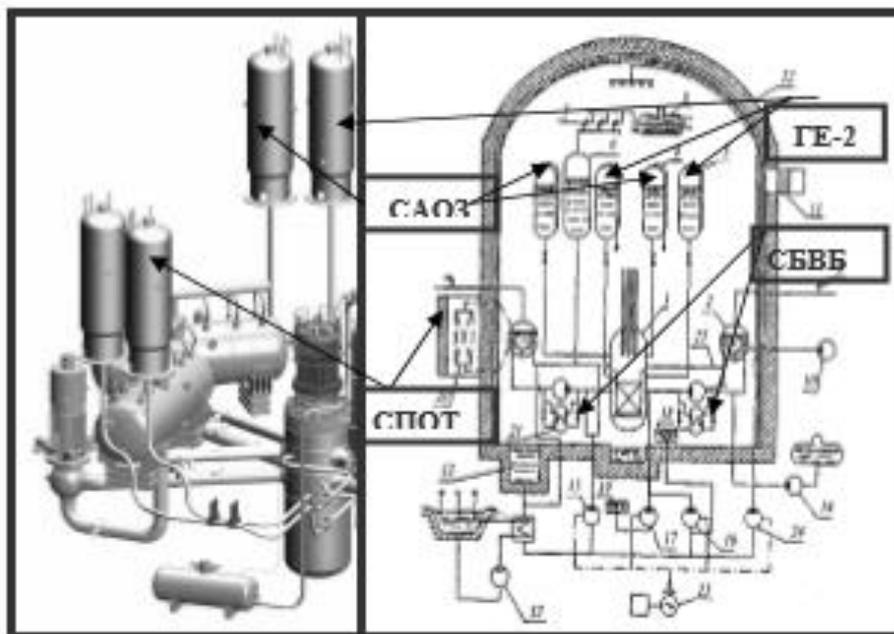


Рисунок 2.10 – Схематическое изображение дополнительных систем безопасности в ЯЭУ ВВЭР-1200 по проекту АЭС-2006

Основные отличия ВВЭР-1200 от ВВЭР-1000, направленные на увеличение проектного срока службы корпуса реактора до 60 лет с учетом увеличения тепловой мощности реактора до 3200 МВт, состоят в следующем:

- увеличен на 100 мм внутренний диаметр корпуса реактора в районе активной зоны с целью уменьшения потока нейтронов на корпус реактора;
- реализовано увеличенное количество органов СУЗ (до 121 шт.) для снижения температуры повторной критичности ниже 91 °С;
- улучшены условия охлаждения активной зоны в аварийных ситуациях с потерей теплоносителя (за счет увеличения объема теплоносителя в реакторе);
- снижены дозовые нагрузки на персонал за счет использования конструкционных материалов с минимальным содержанием кобальта;
- используется схема перегрузки топлива с загрузкой выгоревшего топлива на периферию активной зоны;
- снижено содержание никеля в обечайках корпуса реактора.

В качестве главного циркуляционного насоса применяется ГЦНА-1391, в котором здесь отметим следующие особенности:

- использован главный радиально-осевой подшипник с водяной смазкой;
- индивидуальная система смазки;
- планируется водяное охлаждение за счет исключения масляной системы охлаждения;

- пуск двигателя осуществляется вначале до 750 об./мин, а затем производится переход на номинальную скорость вращения 1000 об./мин.

Особенности активной зоны и топливного цикла реактора ВВЭР-1200 заключаются в следующем:

- активная зона предусматривает возможность продления топливного цикла за счет использования температурного и мощностного эффектов реактивности на срок до 60-ти суток;

- активная зона предусматривает повышенный уровень выгорания топлива на уровне 70 МВт*сут/кг урана в среднем по максимально выгоревшей ТВС;

- конструкция ТВС является ремонтпригодной и обеспечивает возможность дистанционного извлечения и замены дефектного ТВЭЛ с помощью простых ремонтных приспособлений;

- увеличение массы загружаемого в реактор топлива за счет усовершенствования ТВЭЛ (удлинение топливной части ТВЭЛ и уменьшение центрального отверстия в топливной таблетке);

- использование в конструкции современных ТВС угловых ребер жесткости, которые устраняют очень вредный азимутальный изгиб кассет.

Таблица 2.3 – Характеристики активной зоны

<i>Наименование характеристики, размерность</i>	<i>Значения</i>
Номинальная тепловая мощность, МВт	3200
Число ТВС, шт.	163
Номинальная загрузка реактора UO ₂ , кг	~85412
Высота активной зоны в холодном состоянии, м	3,73
Эквивалентный диаметр активной зоны, м	3,165
Средняя линейная тепловая мощность твэла, кВт/см	~167,8
Средняя энергонапряженность твэла, кВт/шт.	~62,9
Давление теплоносителя на выходе из активной зоны, номинальное, МПа	16,2
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	86000
Температура теплоносителя на входе в реактор при номинальной мощности, °С	298

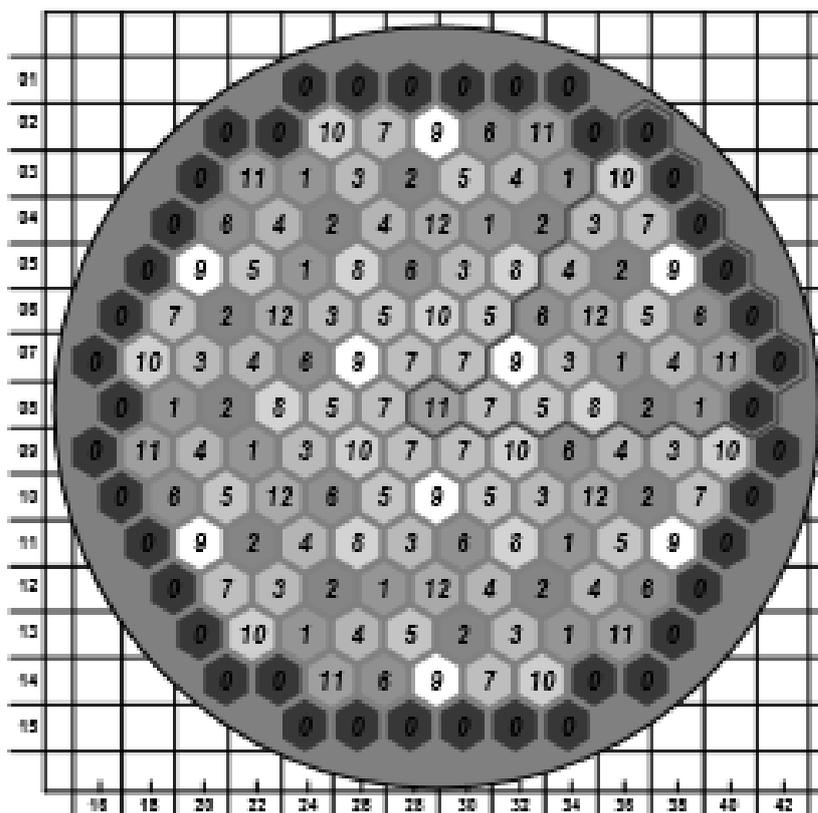


Рисунок 2.11 – Распределение ОР СУЗ по группам

Механическая система управления и защиты состоит из 121 ОР СУЗ. Все 121 ОР СУЗ ВВЭР-1200 разбиты на 12 групп. Каждая группа содержит от шести до 12 одновременно перемещаемых ОР СУЗ. Распределение ОР СУЗ по группам приведено на рис. 2.11. Четыре группы с номерами 12, 11, 10 и 9, содержащие соответственно по шесть, семь и девять ОР СУЗ, являются регулируемыми. Они выбраны исходя из возможности останова реактора с номинального уровня мощности при наименьшем возмущении распределения энерговыделения. Данные группы могут использоваться также в проектных режимах разгрузки реактора и при управлении распределением энерговыделения в переходных режимах на ксеноне. Группа №12 является рабочей. Поглощающие стержни каждой группы располагаются на одной высоте и перемещаются одновременно. ОР СУЗ представляет собой пучок из 18 одинаковых поглощающих стержней, каждый из которых содержит в нижней части (~ 300 мм) поглотитель из титаната диспрозия, а в остальной части – карбид бора с естественным содержанием изотопов бора. Диспрозий является (n, γ) поглотителем и он в меньшей степени подвержен радиационным повреждениям по сравнению с боросодержащим (n, α) поглотителем. Применение комбинированного поглотителя позволяет увеличить срок службы ПС СУЗ. Для выполнения проектного задания по длительности кампании топлива, связанного с переходом на 4-годовалый и 5-годовалый топливные циклы (топливо от момента загрузки находится в зоне 4 или 5 лет), в

активную зону загружаются свежие ТВС с обогащением топлива по урану-235 4.0 и 4.95 % в разной пропорции для 4-летнего и 5-летнего циклов. Для компенсации избыточной реактивности в начале кампании в составе ТВС используется повышенное по сравнению с ВВЭР-1000 число ТВЭГ, равное 12 (для реализации трехгодичного топливного цикла в составе ТВС используется 6 или 9 ТВЭГ). Эта ТВС является базовой для проекта АЭС-2006. Картограмма базовой ТВС показана на рис. 2.12.

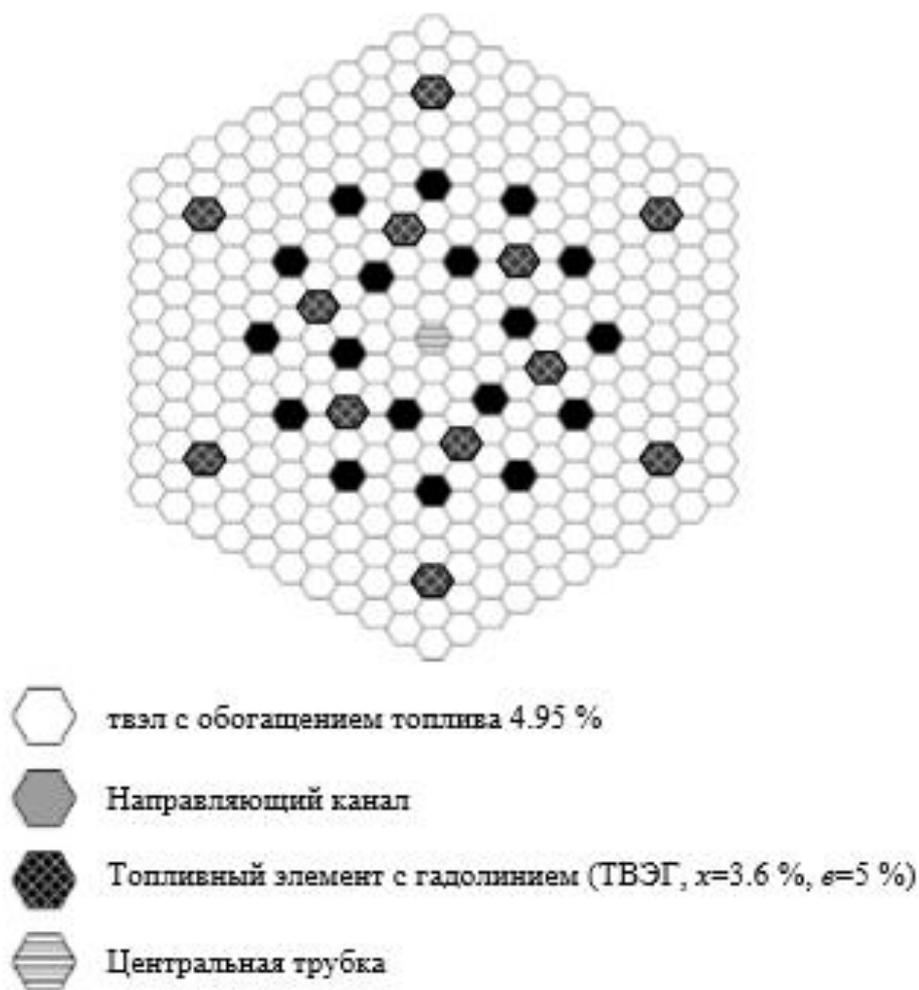


Рисунок 2.12 – Расположение тепловыделяющих и конструктивных элементов в ТВС для ЛАЭС-2

Для сопоставления теплогидравлических параметров ЯЭУ с ВВЭР-1000 и параметров ЯЭУ с ВВЭР-1200 их значения приведены в следующей таблице.

Таблица 2.14 Теплогидравлические характеристики реактора и активной зоны ЯЭУ с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Наименование параметра	Значение	
	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200
Общие характеристики реактора и активной зоны:		
-тепловая мощность реактора, МВт;	3200	3000
-давление на выходе из реактора, МПа;	16,2	15,7
-температура теплоносителя на входе в реактор, °С;	298,0	289
-температура теплоносителя на выходе из реактора, °С;	330,2	319
-проектный расход теплоносителя через реактор (на входе), м ³ /ч;	86100	87000
- средний гидравлический диаметр пучка твэлов, мм;	10,5	10,6
- проходное сечение теплоносителя в активной зоне, м ² ;	4,14	4,17
- массовая скорость в активной зоне (на входе), кг/(м ² ·с);	3930	3850
-скорость теплоносителя в активной зоне (средняя на входе), м/с;	5,4	5,2
-общая поверхность теплообмена в активной зоне (в горячем состоянии), м ² ;	5452	5161
-количество твэлов в активной зоне, шт.;	50856	50856
-плотность мощности в активной зоне (средняя), кВт/л;	114,8	113,7
-тепловой поток с поверхности твэла (средний), кВт/м ² ;	610,4	604,5
-линейный тепловой поток (средний), Вт/см.	174,5	172,3
Кoeffициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне:		
-неравномерность мощности кассет;	1,40	1,35
-радиальный коэффициент неравномерности энерговыделения по твэлам, K_r ;	1,57	1,50
-коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте, K_z ;		
1) начало кампании;	1,35	1,49

Наименование параметра	Значение	
	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200
2) конец кампании	1,16	1,20
- максимальный коэффициент неравномерности теплового потока, K_0 ;	2,12	2,24
- общий коэффициент неравномерности теплового потока (с учетом максимального инженерного коэффициента по тепловому потоку = 1,13)	2,40	2,60
-максимальная температура топлива, °С;	1810	1800
-максимальная температура наружной поверхности оболочки твэла, °С;	354,1	352

Из вышесказанного можно сформулировать следующие тенденции в развитии ВВЭР:

- увеличение единичной мощности энергоблока (в дальнейшем до 1500МВт);

- увеличение срока службы корпусного оборудования АЭС до 60 лет;
- удлинение топливной кампании и увеличение средней глубины выгорания выгружаемого топлива до 62 МВт*сут./кг (максимальной – до 70). Достигаются эти цели за счет совершенствования конструкции ТВЭЛ и ТВС, за счет использования усовершенствованных схем перегрузок топлива и совершенствования расчетного обоснования проекта и расчетного сопровождения эксплуатации оборудования АЭС.

2.5. Проблемы безопасности в течение жизненного цикла

Надежность и безопасность АЭС определяется многими факторами:

1. совершенством конструкций оборудования, систем и конструктивно-технологических схем АЭС;
2. оптимизацией теплофизических процессов, протекающих в активной зоне и теплообменном оборудовании АЭС;
3. высокопрофессиональным и хорошо подготовленным персоналом, имеющим осознанное мышление приоритетности обеспечения безопасности и необходимости применения культуры безопасности на АЭС.

Следует отметить, что оборудование и системы АЭС многочисленны и разнообразны по назначению, конструкциям, компоновке, режимам и условиям использования (работы), и без надежного и безопасного их функционирования невозможно обеспечение длительной и стабильной работы на всех этапах жизненного цикла АЭС.

При этом основными этапами жизненного цикла АЭС являются:

1. *выбор площадки под строительство АЭС;*
2. *проектирование;*
3. *изготовление и строительство;*
4. *пусконаладочные работы и ввод в действие;*
5. *эксплуатация;*
6. *снятие АЭС с эксплуатации.*

Первые четыре этапа соответствуют логической последовательности создания и ввода в действие АЭС, а пятый и шестой этапы связаны с эксплуатацией в течение установленного срока службы и последующего снятия АЭС с эксплуатации, демонтажа оборудования и захоронения радиоактивных отходов и оборудования.

На всех этих этапах одной из ответственных задач является разработка и реализация конкретных принципов безопасности и создание нормативной базы, определяющей первоочередные мероприятия по обеспечению безопасности АЭС.

Причем для каждого этапа устанавливается соответствующий набор задач и требований по обеспечению безопасности.

На этапе выбора площадки под строительство АЭС должны учитываться особенности региона, местные факторы, связанные с экономическими интересами, отношением населения и влиянием их на безопасность АЭС.

При этом рассматриваются геологические и сейсмологические характеристики, возможные гидрологические и метеорологические явления, радиологическое воздействие на население и окружающую среду при аварийном выбросе РАВ, вероятные внешние воздействия (наводнения, землетрясения, пожары, взрывы и т.п.), возможность долгосрочного отвода тепла от АЭС при нормальных и аварийных условиях.

На этапе проектирования закладываются конструктивные и эксплуатационные основы безопасности. В проекте максимально учитываются конструктивные требования и принципы безопасности, использование систем безопасности (в первую очередь систем с пассивным отводом тепла) и свойств самозащитности реакторной установки, а также учитывается опыт эксплуатации.

На этапе изготовления оборудования и строительства АЭС предусматривается применение совершенных технологических процессов, соблюдение всех требований по безопасности как проектной документации, так и специальной НТД и высокое качество выполняемых работ при изготовлении оборудования и строительстве АЭС.

На этапе пуско-наладочных работ и ввода в действие АЭС производится всеобъемлющая и качественная наладка и испытания оборудования и систем АЭС как со стороны соответствия параметров и характеристик требованиям проекта, так и с позиции обеспечения безопасности. На этом этапе происходит передача всех компонентов АЭС от строителей эксплуатационному персоналу. При этом особое внимание должно уделяться оборудованию и системам важным для безопасности и радиационной защите.

На этапе эксплуатации главной задачей является обеспечение надежной и безопасной эксплуатации АЭС при нормальных условиях и при возникновении различных ИСА (исходных событий аварии).

Конкретные задачи зависят от режима работы АЭС. Задачей нормального режима работы является обеспечение правильного функционирования оборудования и систем в соответствии с технологическим регламентом и эксплуатационными инструкциями, а также предупреждение нарушений и аварий.

При возникновении аварий персонал должен предотвращать перерастание проектных аварий в запроектные, используя все инженерно-технические средства

АЭС и выполняя необходимые организационно-технические мероприятия по локализации аварий или ослаблению их последствий.

На этапе снятия АЭС с эксплуатации должны разрабатываться специальные инструкции и руководства с требованиями по обеспечению безопасности применительно к конкретной АЭС.

Основной задачей при этом является выгрузка и помещение ОЯТ в бассейн для длительной выдержки с последующей транспортировкой его на перерабатывающие предприятия, выполнение разработанных мероприятий по демонтажу, дезактивации радиоактивного оборудования, переработке и захоронению РАО, а также постоянный контроль за безопасностью при выполнении всех работ при снятии АЭС с эксплуатации.

Управление жизненным циклом АЭС

Управление жизненным циклом – это стратегический бизнес-подход, применяющий комплексный набор коммерческих решений для поддержки совместного создания, ведения, распространения и использования информации о продукте (АЭС) компании – от формирования идеи и концепции до окончания жизненного цикла-вывода из эксплуатации АЭС. Он включает в себя интеграцию персонала, процессов, бизнес - систем и информации.

РАЗДЕЛ 3. СИСТЕМА НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

3.1. Международная нормативная документация в области использования атомной энергии

Международное агентство по атомной энергии (сокр. МАГАТЭ, англ. *International Atomic Energy Agency*, сокр. *IAEA*) — международная организация для развития сотрудничества в области мирного использования атомной энергии. Основана в 1957 году. Штаб-квартира расположена в Вене (Международный венский центр).

Цели МАГАТЭ:

“Агентство стремится к достижению более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире. По мере возможности Агентство обеспечивает, чтобы помощь, предоставляемая им или по его требованию, или под его наблюдением или контролем, не была использована таким образом, чтобы способствовать какой-либо военной цели.”

Функции МАГАТЭ:

1. Поощрение и оказание содействия в области исследований и разработок по мирному использованию атомной энергии;
2. Разработка, установление и распространение норм безопасности по всем видам деятельности с использованием атомной энергии;
3. Поощрение обмена научными достижениями и методами;
4. Формирование и применение системы гарантий того, что гражданские ядерные программы и разработки не будут использоваться в военных целях.

МАГАТЭ и нераспространение ядерного оружия

Важнейшее направление деятельности МАГАТЭ — обеспечение нераспространения ядерного оружия. По ДНЯО на МАГАТЭ возложена проверка выполнения обязательств его участников. Контрольные функции Агентства, гарантии МАГАТЭ, имеют цель не допустить в странах, не обладающих ядерным оружием, переключения атомной энергии с мирного применения на создание ядерного оружия.

Департамент гарантий МАГАТЭ обеспечивает контроль за ядерными установками и материалами путём изучения соответствующих учётных документов, проверки работы операторов на ядерных установках, проведения выборочных измерений в "ключевых точках" установок. В этих целях широко практикуется направление инспекторов на места.

Программа МАГАТЭ по обеспечению безопасности использования атомной энергии:

1. Программа МАГАТЭ по безопасности посвящена разработке согласованных подходов при проектировании и эксплуатации ядерных установок и обеспечению сохранности радиоактивных источников, безопасной перевозке радиоактивных материалов и обращению с радиоактивными отходами
2. МАГАТЭ не является международным регулирующим органом
3. Рекомендации МАГАТЭ - основа для разработки национальных норм и правил. Они включают руководящие материалы, касающиеся выбора площадки, проектирования и эксплуатации АЭС.

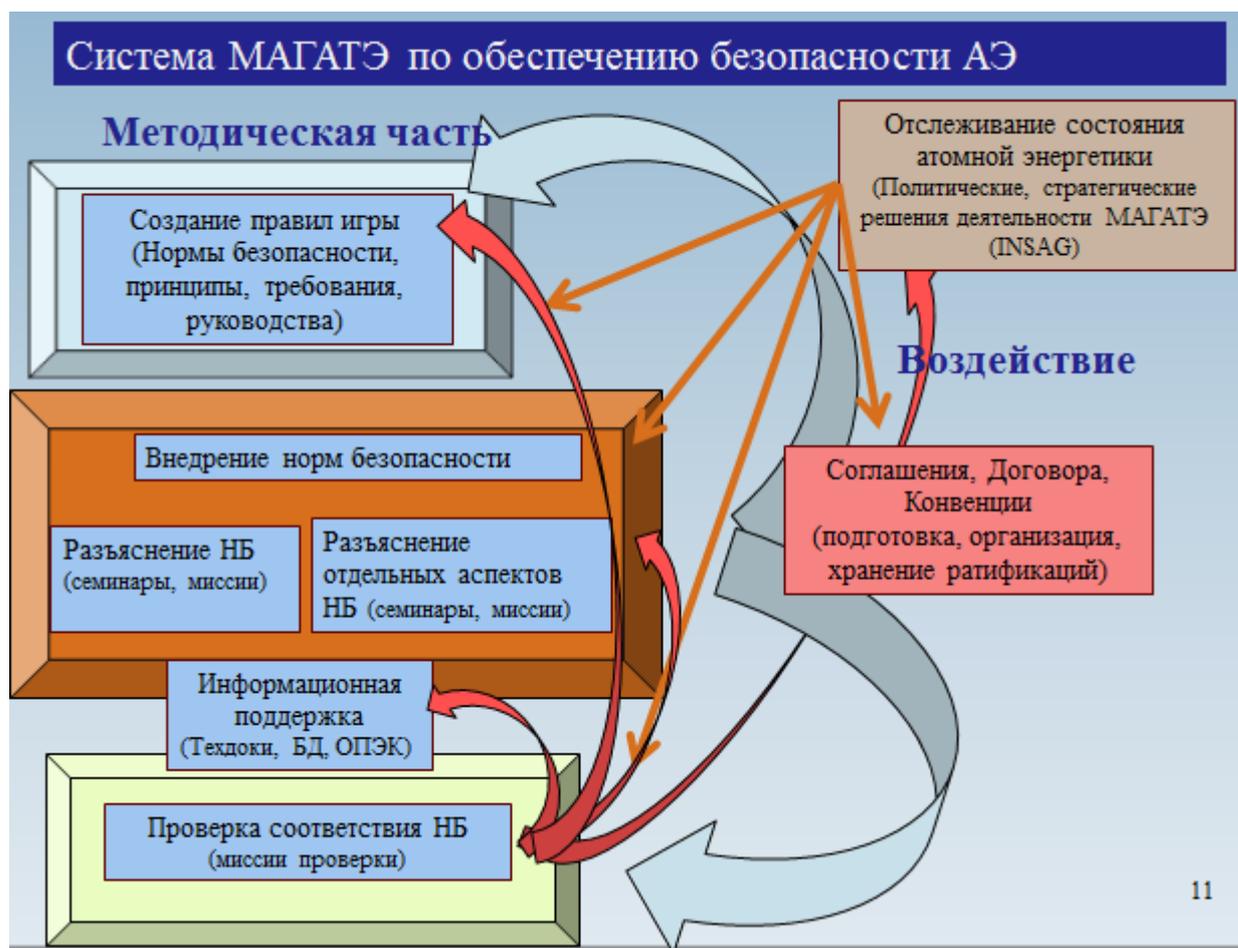


Рисунок 3.1 – Система МАГАТЭ по обеспечению безопасности АЭС



Рисунок 3.2 – Глобальная система обеспечения безопасности атомной энергии

Нижний уровень: это инфраструктура государств-членов, охватывающая нормативно-правовую инфраструктуру, операции и использование, научные исследования и разработки и научную структуру в стране. Это дополняется региональной инфраструктурой.

Верхний уровень: представляет собой международные инструменты, обязательные и необязательные,

Средний уровень: включает в себя то, что Агентство производит с точки зрения стандартов и рекомендаций и обеспечивает их применение посредством экспертных обзоров, консультативных услуг и обучения и подготовки. Это дополняется развитием глобальных сетей знаний.

ПРИОРИТЕТ: обеспечение более широкого присоединения к международным документам по вопросам охраны и безопасности (например, Конвенций и Кодексов)

ЗАДАЧА:

1) Сохранение сильной культуры безопасности, сохранение бдительности и самодовольства;

необходимость обеспечения сильной национальной инфраструктуры, которая включает, среди прочего, правовые, нормативные и правоприменительные рамки, уполномоченные регулировать, проверять и обеспечивать соблюдение национального законодательства и нормативных положений;

адекватные уровни безопасности операторов и лицензиатов;

достаточное количество хорошо образованного и подготовленного персонала в сочетании с институциональным, организационным и техническим наращиванием потенциала;

исследовательские и производственные возможности;

осуществление превентивных и ответных мер;

создание эффективных пограничных систем мониторинга и / или обнаружения ... и т.д.

2) Широкая подписка на юридически обязательные и необязательные международные документы, такие как КФЗЯМ, Конвенция ООН о борьбе с актами ядерного терроризма, Кодексы поведения по обеспечению безопасности и сохранности радиоактивных источников;

3) создание и свод всеобъемлющего набора стандартов и руководящих указаний по физической ядерной безопасности, которые воплощают передовую практику в качестве ориентира для обеспечения высокого уровня безопасности, необходимого для всех ядерных установок и деятельности;

4) набор международных модульных обзоров безопасности и консультационных услуг на основе стандартов, инструкций и международных документов; а также

5) Самостоятельные сети безопасности экспертов / профессионалов, соединяющих эти четыре элемента, необходимы для непрерывного повышения уровня безопасности и взаимного обучения, а также для защиты конфиденциальной информации.

Нормы безопасности:

Через систему Норм безопасности МАГАТЭ играет фундаментальную роль в глобальном масштабе в достижении высокого уровня безопасности при использовании энергии атомного ядра и защиты людей и окружающей среды от пагубного воздействия ионизирующего излучения

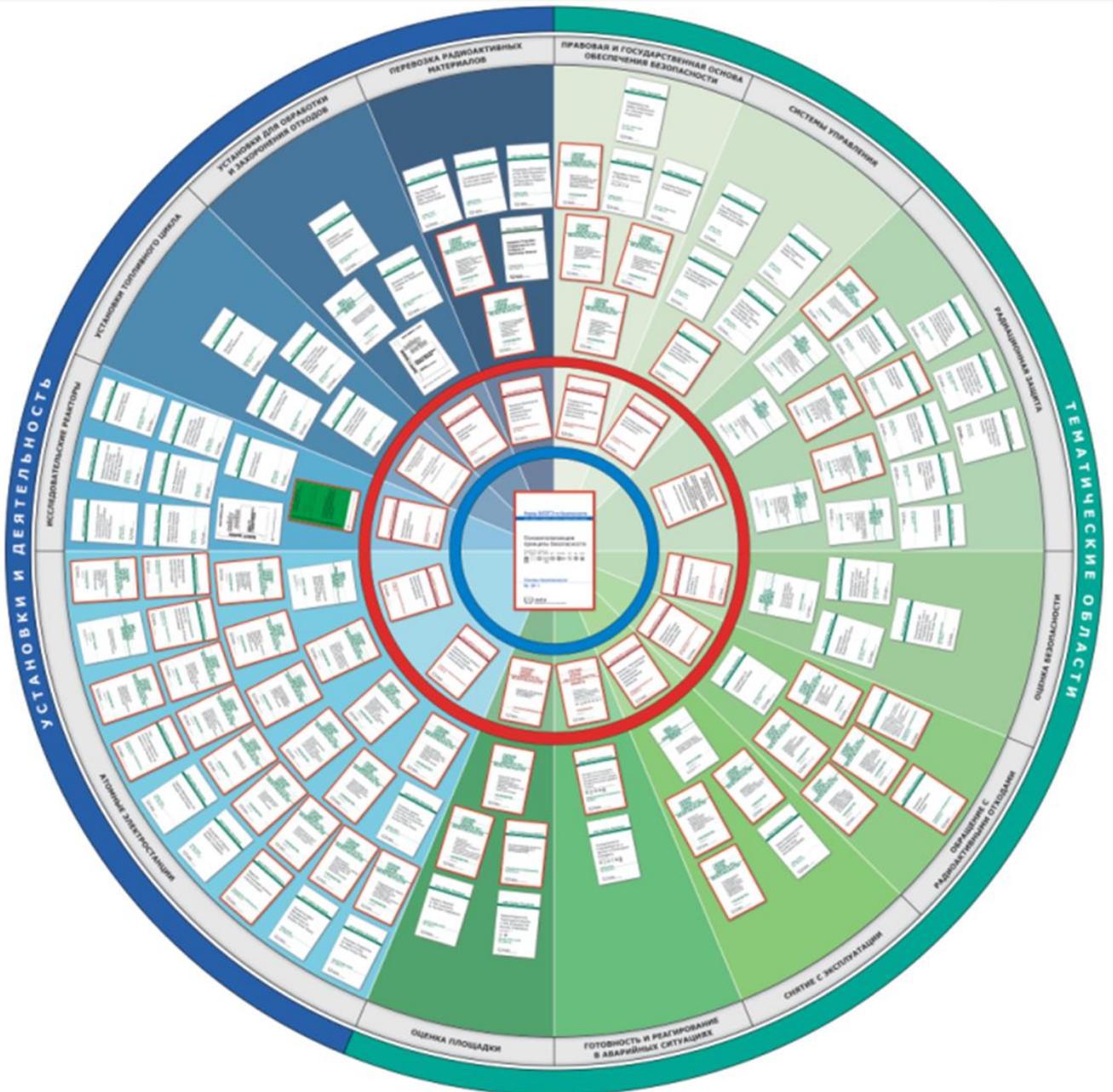


Рисунок 3.3 – Структура нормативных документов МАГАТЭ

Основополагающие принципы безопасности

В центре диаграммы и основе всего лежат «Основополагающие принципы безопасности». Они обеспечивают основу для разработки требований и принятия мер по защите людей и охраны окружающей среды от радиационных рисков и по обеспечению безопасности установок и деятельности, связанных с радиационными рисками, включая, в частности, ядерные установки и использование излучений и радиоактивных источников, перевозку радиоактивного материала и обращение с радиоактивными отходами.



В настоящей публикации излагаются основополагающая цель безопасности и десять соответствующих принципов безопасности, а также кратко описываются их предназначение и задача. Принципы безопасности применяются в соответствующих случаях на протяжении всего жизненного цикла всех имеющихся и новых установок, используемых в мирных целях, и на протяжении всей нынешней и новой деятельности, а также в отношении защитных мер для уменьшения существующих радиационных рисков.

Государства могут, по своему усмотрению, принять эти принципы для применения в своей собственной деятельности.

Основополагающая цель безопасности - защита людей и охрана окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

Основополагающая цель безопасности, должна достигаться без неоправданного ограничения эксплуатации установок. Основополагающая цель безопасности применяется в отношении всех установок и видов деятельности и на всех этапах жизненного цикла установки или источника излучения, включая

планирование, выбор площадки, проектирование, изготовление, строительство, ввод в эксплуатацию и непосредственно эксплуатацию, а также снятие с эксплуатации и закрытие.

Принцип 1. Ответственность за обеспечение безопасности

Главную ответственность за обеспечение безопасности должны нести лицо или организация, которые отвечают за установку или деятельность, связанную с радиационными рисками. Лицензиат сохраняет главную ответственность за обеспечение безопасности на протяжении всего жизненного цикла установок или всей деятельности, и эта ответственность не может быть делегирована.

Лицензиат несет ответственность за:

- набор и сохранение кадров, обладающих необходимой компетентностью;
- обеспечение надлежащей подготовки и информирования;
- разработку процедур и мер поддержания безопасности при любых условиях;
- проверку адекватности конструкции и надлежащего качества установок и деятельности и связанных с ними оборудования;
- обеспечение безопасного контроля за любым используемым, производимым, хранящимся или перевозимым радиоактивным материалом;
- обеспечение безопасного контроля за любыми образующимися радиоактивными отходами.

Принцип 2. Роль правительства

Должен быть создан и совершенствоваться эффективный правовой и правительственный механизм обеспечения безопасности, включающий независимый регулирующий орган. На правительства и регулирующие органы возлагается важная функция по разработке норм и созданию регулирующего механизма для защиты людей и охраны окружающей среды от радиационных рисков. Вместе с тем главную ответственность за обеспечение безопасности несет лицензиат. Регулирующий орган должен:

- обладать правовыми полномочиями, технической и управленческой компетентностью и кадровыми и финансовыми ресурсами, необходимыми для выполнения его обязанностей;
- быть действительно независимым от лицензиата и от любого другого органа, чтобы заинтересованные стороны не оказывали на него неоправданного давления;
- создать соответствующие каналы информирования расположенных поблизости сторон, населения и других заинтересованных сторон и средств информации об аспектах безопасности (включая медицинские и экологические аспекты) установок и деятельности и о процессах регулирования;

- проводить открытые и всеобъемлющие консультации в соответствующих случаях с расположенными поблизости сторонами, населением и другими заинтересованными сторонами.

Принцип 3. Руководство и управление в интересах обеспечения безопасности

Необходимо создать и совершенствовать систему руководства и управления в интересах обеспечения безопасности в организациях, занимающихся радиационными рисками, и на установках и в рамках деятельности, связанных с радиационными рисками. Руководство вопросами безопасности должны осуществлять лица, занимающие самые высокие должности в организации. Безопасность должна обеспечиваться и поддерживаться с помощью эффективной системы управления.

Система управления должна также обеспечивать формирование культуры безопасности, регулярное проведение оценки показателей безопасности и использование уроков, извлеченных из опыта. Неотъемлемым элементом системы управления должна быть культура безопасности, определяющая позицию и поведение в отношении безопасности всех соответствующих организаций и лиц.

Принцип 4. Обоснование установок и деятельности

Эксплуатация установок и деятельность, связанные с радиационными рисками, должны приносить общие положительные результаты. Для признания обоснованными эксплуатации установок и деятельности приносимые ими положительные результаты должны перевешивать связанные с ними радиационные риски. Для целей оценки положительных результатов и риска необходимо учитывать все важные последствия эксплуатации установок и осуществления деятельности.

Принцип 5. Оптимизация защиты

Необходимо оптимизировать защиту, чтобы обеспечить наивысший уровень безопасности, который может быть реально достигнут. Меры по обеспечению безопасности, которые применяются в отношении установок и деятельности, связанных с радиационными рисками, считаются оптимизированными, если они обеспечивают наивысший уровень безопасности, который может быть реально достигнут, на протяжении всего жизненного цикла установки или всей деятельности без неоправданного ограничения их использования.

Принцип 6. Ограничение рисков в отношении физических лиц

Меры по контролю за радиационными рисками должны обеспечивать, чтобы ни одно физическое лицо не подвергалось неприемлемому риску нанесения вреда. Обоснование и оптимизация защиты сами по себе не гарантируют, что ни одно физическое лицо не будет подвергаться неприемлемому риску нанесения вреда. Поэтому дозы и радиационные риски должны контролироваться в определенных пределах.

Принцип 7. Защита нынешнего и будущих поколений

Нынешние и будущие население и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков. Радиационные риски могут выходить за пределы национальных границ и могут сохраняться в течение продолжительных периодов времени. При определении адекватности мер по контролю радиационных рисков необходимо учитывать возможные последствия нынешних действий в настоящее время и в будущем.

Принцип 8. Предотвращение аварий

Необходимо предпринимать все практически возможные усилия для предотвращения и смягчения последствий ядерных или радиационных аварий. Главным средством предотвращения и смягчения последствий аварий является "глубокоэшелонированная защита". Она обеспечивается прежде всего за счет сочетания ряда последовательных и независимых уровней защиты, только после отказа которых население или окружающая среда могут быть подвергнуты вредному воздействию.

Принцип 9. Аварийная готовность и реагирование

Должны быть приняты меры по обеспечению аварийной готовности и реагирования в случае ядерных или радиационных инцидентов. Лицензиат, работодатель, регулирующий орган и соответствующие государственные органы должны заблаговременно разработать меры по обеспечению готовности и реагирования в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации на месте событий, на местном, региональном и национальном уровне и, при соответствующем решении государств, на международном уровне.

Принцип 10. Защитные меры по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков

Защитные меры по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков должны быть обоснованы и оптимизированы. Защитные меры имеют предполагаемые экономические, социальные и, возможно, экологические издержки и могут быть связаны с некоторыми радиационными рисками (например, в отношении работников, осуществляющих такие меры). Защитные меры считаются обоснованными только в том случае, если они приносят существенные положительные результаты, чтобы перевесить радиационные риски и другие негативные аспекты их принятия. Кроме того, защитные меры должны быть оптимизированы, чтобы приносить максимальные положительные результаты, реально достижимые с учетом издержек.

3.2. Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Республики Беларусь



Рисунок 3.4 - Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Республики Беларусь

1. Конституция Республики Беларусь 1994 года (с изменениями и дополнениями, принятыми на Республиканских референдумах 24.11.1996 и 17.10.2004).

2. Указы Президента Республики Беларусь, законы Республики Беларусь:
Закон Республики Беларусь "О радиационной безопасности населения", (в ред. От 21.12.2005 п 72-з, от 06.11.2008 п 440-з)

Закон Республики Беларусь "Об использовании атомной энергии", (в ред. От 22.12.2011 п 326-з)

Закон Республики Беларусь "О государственной экологической экспертизе" (в ред. От 14.07.2011 п293-з)

Закон Республики Беларусь "О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера" (в ред. От 09.11.2009 п 53-з)

Закон Республики Беларусь "О промышленной безопасности опасных производственных объектов" (в ред. От 19.12.2008 п 689)

Указ Президента Республики Беларусь "О некоторых вопросах министерства по чрезвычайным ситуациям" №756 от 29.12.2006

Указ Президента Республики Беларусь "О некоторых мерах по строительству атомной электростанции" №565 от 12.11.2007

Указ Президента Республики Беларусь "О лицензировании отдельных видов деятельности" №450 от 01.09.2010

Указ Президента Республики Беларусь "О размещении и проектировании атомной электростанции в Республике Беларусь" №418 от 15.09.2011

Указ Президента Республики Беларусь "Об определении государственного органа, ответственного за выполнение обязательств по отдельным международным договорам" №279 от 28.05.2010

Указ Президента Республики Беларусь "О совершенствовании контрольной (надзорной) деятельности в республике Беларусь" №510 от 16.10.2009

Указ Президента Республики Беларусь "О мерах по реализации международных договоров в области гражданской ответственности за ядерный ущерб" №124 от 29.03.2011

3. Постановления Совета Министров Республики Беларусь и других органов государственного управления Республики Беларусь:

Постановление совета министров республики Беларусь от 14 октября 2015 г. № 854 "о выдаче разрешений на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии"

Постановление совета министров республики Беларусь от 11 января 2012 г. N 33 "о научно-технической поддержке министерства по чрезвычайным ситуациям и внесении изменений и дополнений в постановление совета министров республики Беларусь от 28 августа 2009 г. № 1116"

Постановление совета министров республики Беларусь от 30 декабря 2011 г. N 1791 "о создании рабочей группы для координации осуществления государственного контроля (надзора) за строительством атомной электростанции"

Постановление совета министров республики Беларусь от 15 июля 2011 г. № 954 "об отдельных вопросах дополнительного образования взрослых"

Постановление совета министров республики Беларусь от 6 июня 2011 г. № 716 "об утверждении положения о порядке приемки в эксплуатацию объектов строительства"

Постановление совета министров республики Беларусь от 9 августа 2010 г. N 1180 "об утверждении стратегии развития энергетического потенциала республики Беларусь"

Постановление совета министров республики Беларусь от 19 мая 2010 года n 755 о некоторых мерах по реализации закона республики Беларусь от 9 ноября 2009 года "о государственной экологической экспертизе"

Постановление совета министров республики Беларусь от 27 сентября 2010 г. N 1385 "об утверждении положения о физической защите объектов использования атомной энергии"

Постановление совета министров республики Беларусь от 7 декабря 2010 г. N 1781 "об утверждении положения о порядке проведения экспертизы документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при осуществлении деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения"

Постановление совета министров республики Беларусь от 27 августа 2010 г. N 1242 "об утверждении положения об условиях и порядке разработки аварийных планов"

Постановление совета министров республики Беларусь от 2 апреля 2009 г. N 411 "об утверждении положения о порядке согласования, установления и обозначения границ санитарно-защитной зоны, зоны наблюдения ядерной установки и (или) пункта хранения и требования по их охране и использованию"

Постановление совета министров республики Беларусь от 23 сентября 2008 г. № 1397 "о некоторых вопросах порядка перемещения отдельных видов товаров через таможенную границу республики Беларусь"

Постановление совета министров республики Беларусь от 30 апреля 2009 г. № 560 "об утверждении положения о порядке взаимодействия Республиканских органов государственного управления, иных государственных органов и организаций при обнаружении источников ионизирующего излучения, а также в случае их задержания при перемещении через государственную границу республики Беларусь"

Постановление совета министров республики Беларусь от 31 декабря 2008 г. № 2056 "о некоторых вопросах осуществления государственного надзора в области промышленной безопасности, безопасности перевозки опасных грузов, обеспечения ядерной и радиационной безопасности"

Постановление совета министров республики Беларусь от 24 июня 2006 г. № 797 "о радиационно-гигиеническом паспорте пользователя источников ионизирующего излучения, порядке его ведения и использования и признании утратившим силу постановления совета министров республики Беларусь от 23 марта 1999 г. № 391"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациями республики Беларусь от 21 июля 2003 г. № 29 "об утверждении инструкции по определению объектов, представляющих повышенную техногенную и экологическую опасность, условно уязвимых в диверсионном отношении"

Постановление МЧС, МВД, КГБ от 18 мая 2012 г. № 31/142/2 "Об утверждении и введении в действие технического кодекса установившейся практики "правила физической защиты источников ионизирующего излучения"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 20 января 2012 г. № 7 "об утверждении норм и правил по обеспечению ядерной и радиационной безопасности "захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь, министерства здравоохранения республики Беларусь от 14 января 2009 г. N 3/6 "об утверждении инструкции по организации проведения йодной профилактики в случае угрозы или возникновения радиационной аварии на ядерных объектах"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь, министерства здравоохранения республики Беларусь от 31 августа 2006 г. N 41/67 "об утверждении предельных уровней мощности дозы для принятия решения на проведение защитных мероприятий при радиационных авариях"

Постановление министерства здравоохранения республики Беларусь, министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 октября 2006 г. N 94/57 "об утверждении инструкции о порядке уничтожения имущества, содержащего радиоактивные элементы, изъятого, арестованного или обращенного в доход государства"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 апреля 2009 г. N 20 "об утверждении формы сопроводительного паспорта перевозки радиоактивных отходов и инструкции о порядке оформления сопроводительного паспорта перевозки радиоактивных отходов"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 апреля 2009 г. N 21 "об утверждении инструкции о порядке разработки, согласования и утверждения схемы обращения с радиоактивными отходами"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 ноября 2010 г. N 52 "о лицензировании деятельности в области промышленной безопасности, использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения, деятельности, связанной с осуществлением контроля радиоактивного загрязнения, деятельности по обеспечению пожарной безопасности"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 ноября 2010 г. N 54 "об утверждении инструкции о порядке предоставления допуска к проведению экспертизы безопасности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь 30 ноября 2010 г. N 55 "об утверждении инструкции о порядке обучения, инструктажа и оценки знаний нормативных правовых актов, в том числе технических нормативных правовых актов, в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности"

Постановление министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь 30 декабря 2011 г. N 73 об утверждении норм и правил по обеспечению ядерной и радиационной безопасности "требования к структуре и содержанию отчета по обоснованию безопасности радиационного объекта"

4. Технические нормативно-правовые акты, правила, положения.

"Правила ядерной безопасности критических стенов", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 декабря 2006 г. N 72

"Правила ядерной безопасности подкритических стенов", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 30 декабря 2006 г. N 72

"Правила обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 30 декабря 2006 г. N 72

"Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на комплексах систем хранения и обращения с отработавшим ядерным топливом", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 30 декабря 2006 г. N 72

"Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 30 декабря 2006 г. N 72

"Правила устройства и безопасной эксплуатации исполнительных механизмов органов воздействия на реактивность", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 30 декабря 2006 г. N 72

Санитарные нормы, правила и гигиенические нормативы «гигиенические требования к проектированию и эксплуатации атомных электростанций», утверждено постановлением министерства здравоохранения Республики Беларусь 31.03.2010 № 39

"Правила устройства и эксплуатации систем вентиляции, важных для безопасности атомных электростанций", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 11 мая 2010 г.

"Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомных электростанциях с реакторами типа ВВЭР", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 11 мая 2010 г. N 19

"Общие положения по устройству и эксплуатации систем аварийного электроснабжения атомных электростанций", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям республики Беларусь от 11 мая 2010 г. N 19

"Правила проектирования систем аварийного электроснабжения атомных электростанций", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 11 мая 2010 г. N 19

Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «безопасность при обращении с источниками ионизирующего излучения. Общие положения», утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 31 мая 2010 г. N 22

Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности "требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных электростанций", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 30 июня 2010 г. N 30

"Правила устройства и безопасной эксплуатации паровых и водогрейных котлов для объектов использования атомной энергии", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 17 августа 2010 г. N 41

"Правила устройства и безопасной эксплуатации трубопроводов пара и горячей воды для объектов использования атомной энергии", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 17 августа 2010 г. N 41

"Правила устройства и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением, для объектов использования атомной энергии", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 17 августа 2010 г. N 41

Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности "Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 28 сентября 2010 г. N 47

"Правила устройства и безопасной эксплуатации грузоподъемных кранов для объектов использования атомной энергии", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 29 октября 2010 г. N 49

Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности "требования к составу и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при осуществлении деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 30 ноября 2010 г. N 58

Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности "требования к структуре и содержанию отчета по обоснованию безопасности объектов обращения с радиоактивными отходами", утверждены постановлением министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 13 декабря 2010 г. № 64

ТКП 097-2007. "Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности".

ТКП 098-2007. "Размещение атомных станций. Основные требования по составу и объему изысканий и исследований при выборе пункта и площадки АС".

ТКП 099-2007. "Размещение атомных станций. Руководство по разработке и содержанию обоснования экологической безопасности атомных станций".

ТКП 101-2007. "Размещение атомных станций. Порядок разработки общей программы обеспечения качества для атомной станции".

ТКП 102-2007. "Размещение атомных станций. Порядок разработки программы обеспечения качества при выборе площадки для атомной станции".

ТКП 170-2009. "Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ АС)".

ТКП 171-2009. "Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС)".

ТКП 254-2010. "Пожарная безопасность атомных станций. Общие требования"

ТКП 263-2010 "Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии"

ТКП 264-2010 "Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных электростанций"

ТКП 294-2010 "Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной электростанции с реактором типа ВВЭР"

ТКП 356-2011 "Система физической защиты ядерных материалов и ядерных установок инструкция по организации проектирования"

ТКП 357-2011 "Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов"

ТКП 358-2011 "Система физической защиты ядерных материалов и ядерных установок. Требования к проектным решениям"

ТКП 359-2011 "Требования к программе обеспечения качества систем физической защиты ядерных объектов"

ТКП 360-2011 "Положения об общих требованиях к системам физической защиты ядерных объектов"

ТКП 361-2011 "Порядок определения уровня физической защиты ядерных объектов"

ТКП 426-2012 "Правила физической защиты ядерных установок и ядерных материалов при использовании и хранении"

ТКП 476-2013 "Программа обеспечения качества для исследовательских ядерных установок. Правила построения, оформления и содержания"

ТКП 501-2013 "Правила и порядок подготовки отчета по обоснованию безопасности пунктов хранения ядерных материалов"

ТКП 502-2013 "Организация технической поддержки регулирующего органа. Общие положения (ОТП ОП)"

ТКП 503-2013 "Правила размещения пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ"

ТКП 505-2013 "Порядок взаимодействия в системах физической защиты ядерных объектов"

ТКП 531-2014 "Порядок анализа уязвимости ядерных объектов и оценки эффективности системы физической защиты"

ТКП 533-2014 "Порядок предоставления отчетных материалов по учету и контролю ядерных материалов в адрес государственного компетентного органа"

ТКП 542-2014 (02300) "Правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции и организации мероприятий по ограничению ее последствий"

ТКП 545-2014 "Обеспечение безопасности пунктов сухого хранения отработавшего ядерного топлива"

ТКП 550-2014 "Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок"

ТКП 565-2015 "Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных электростанций"

ТКП 566-2015 "Оценка частоты тяжелого повреждения активной зоны реактора (для внешних исходных событий природного и техногенного характера)".[ссылка]

Приведем основные разделы ТКП 170-2009. "Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ АС)", из которых состоит данный документ. Более конкретный текст приведен в других разделах.

Данный технический кодекс установившейся практики регламентирует вопросы безопасности, специфичные для атомных станций (далее – АС) как

источника возможного радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду, устанавливает цели, ориентиры и основные критерии безопасности, а также основные принципы и характер технических и организационных мер, направленных на достижение безопасности атомных станций.

Требования настоящего технического кодекса обязательны для всех юридических и физических лиц, осуществляющих деятельность, связанную с размещением, проектированием, сооружением, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией и выводом из эксплуатации блоков атомных станций на всей территории Республики Беларусь [ссылка].

В данном документе освещены следующие вопросы:

1. Область применения
2. Термины и определения
3. Обозначения и сокращения
4. Основные критерии и принципы обеспечения безопасности
5. Классификация систем и элементов атомной станции
6. Государственное управление и государственное регулирование в области использования атомной энергии
7. Основные принципы безопасности, реализуемые при проектировании атомной станции и ее систем
 - 7.1 Общие требования
 - 7.2 Конструкция и характеристики активной зоны
 - 7.3 Контур теплоносителя реактора
 - 7.4 Управление технологическими процессами
 - 7.4.1 Общие требования
 - 7.4.2 Блочный пункт управления
 - 7.4.3 Резервный пункт управления
 - 7.4.4 Управляющие системы нормальной эксплуатации
 - 7.4.5 Управляющие системы безопасности
 - 7.4.6 Автономные средства регистрации и хранения информации
 - 7.5 Защитные системы безопасности
 - 7.6 Локализирующие системы безопасности
 - 7.7 Обеспечивающие системы безопасности
 - 7.8 Система хранения ядерного топлива и радиоактивных отходов
8. Обеспечение безопасности атомной станции при эксплуатации
 - 8.1 Эксплуатирующая организация и эксплуатационная документация
 - 8.2 Ввод в эксплуатацию
 - 8.3 Подбор и подготовка эксплуатационного персонала
 - 8.4 Радиационная безопасность при эксплуатации

8.5 Планы мероприятий по защите персонала и населения в случае аварий и управление аварией

8.6 Вывод атомной станции из эксплуатации

3.3. Структура системы нормативно-правовой документации в области использования атомной энергии в РФ



Рисунок 3.5 – Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Российской Федерации

Основные международные договоры Российской Федерации

- Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (1998 г.)
- Конвенция о гражданской ответственности за ядерный ущерб (1996 г.)
- Конвенция о ядерной безопасности (1996 г.)
- Конвенция об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном пространстве (1991 г.)
- Конвенция о физической защите ядерного материала (1987 г.)
- Конвенция об оказании помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации (1986 г.)
- Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии (1986 г.)
- Конвенция об ответственности операторов ядерных судов (1983 г.)
- Международная конвенция по охране человеческой жизни на море (1965 г.)

Указы, распоряжения Президента Российской Федерации

- О совершенствовании государственного управления в области пожарной безопасности, с изменениями № 1309 (9 ноября 2001 г.)

- Положение о государственной системе предупреждения, пресечения ядерного терроризма и ликвидации его последствий № 1772с (30 декабря 1999 г.)
- Вопросы федеральных органов исполнительной власти, с изменениями № 1326 (6 сентября 1996 г.)
- О гарантиях безопасного и устойчивого функционирования атомной энергетики Российской Федерации № 1012 (2 июля 1996 г.)
- О порядке опубликования и вступления в силу актов Президента Российской Федерации и Правительства Российской Федерации и нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти, с изменениями № 763 (23 мая 1996 г.)
- О контроле за экспортом из Российской Федерации оборудования и материалов двойного назначения и соответствующих технологий, применяемых в ядерных целях, экспорт которых контролируется, с изменениями № 228 (21 февраля 1996 г.)
- Об утверждении Списка ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий, подпадающих под экспортный контроль, с изменениями № 202 (14 февраля 1996 г.)
- О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла № 166 (8 февраля 1996 г.)
- О дополнительных мерах по усилению контроля за выполнением требований экологической безопасности при переработке отработавшего ядерного топлива, с изменениями № 389 (20 апреля 1995 г.)
- О государственной поддержке структурной перестройки и конверсии атомной промышленности в г. Железногорске Красноярского края, с изменениями № 72 (25 января 1995 г.)
- О выполнении Российской Федерацией межправительственных соглашений о сотрудничестве в сооружении атомных электростанций за рубежом, с изменениями № 472 (21 апреля 1993 г.)
- Об эксплуатирующей организации атомных станций Российской Федерации № 1055 (7 сентября 1992 г.)
- О контроле за экспортом из Российской Федерации ядерных материалов, оборудования, технологий, с изменениями № 312 (27 марта 1992 г.)

Постановления Правительства Российской Федерации

- О порядке организации и проведения государственной экспертизы проектной документации и результатов инженерных изысканий № 145 (5 марта 2007 г.)
- О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное

регулирование безопасности при использовании атомной энергии № 412 (3 июля 2006 г.)

- О мерах по противодействию терроризму, с изменением № 116 (15 февраля 2006 г.)

- Об инженерных изысканиях для подготовки проектной документации, строительства, реконструкции объектов капитального строительства № 20 (19 января 2006 г.)

- Об утверждении прилагаемого перечня организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно-опасные производства и объекты № 2186-р (9 декабря 2005 г.)

- Об изменении и признании утратившими силу некоторых актов Правительства Российской Федерации, с изменениями № 49 (1 февраля 2005 г.)

- О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору, с изменениями № 401 (30 июля 2004 г.)

- О порядке ввоза в Российскую Федерацию облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов № 418 (11 июля 2003 г.)

- О Российском научном центре "Курчатовский институт" № 778 (29 октября 2002 г.)

- Об утверждении Положения об осуществлении контроля за внешнеэкономической деятельностью в отношении оборудования и материалов двойного назначения, а также соответствующих технологий, применяемых в ядерных целях, с изменениями № 462 (14 июня 2001 г.)

- О государственном компетентном органе по ядерной и радиационной безопасности при перевозках ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий из них, с изменениями № 204 (19 марта 2001 г.)

- Об утверждении Положения о ведомственной охране Министерства Российской Федерации по атомной энергии, с изменениями № 139 (22 февраля 2001 г.)

- Об экспорте и импорте ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий, с изменениями № 973 (15 декабря 2000 г.)

- О порядке ведения государственного учета и контроля ядерных материалов, с изменениями № 962 (15 декабря 2000 г.)

- Об утверждении Положения о государственной санитарно-эпидемиологической службе Российской Федерации и Положения о государственном санитарно-эпидемиологическом нормировании № 554 (24 июля 2000 г.)

- Об организации ведомственной охраны, с изменениями № 514 (12 июля 2000 г.)

- О применении технических устройств на опасных производственных объектах, с изменениями № 1540 (25 декабря 1998 г.)
- Об утверждении Положения о декларировании безопасности гидротехнических сооружений № 1303 (6 ноября 1998 г.)
- О государственном органе, специально уполномоченном заключать договоры на передачу находящихся в федеральной собственности ядерных материалов в использование юридическим лицам, с изменениями № 1117 (15 сентября 1998 г.)
- Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля ядерных материалов № 746 (10 июля 1998 г.)
- Об утверждении устава о дисциплине работников организаций с особо опасным производством в области использования атомной энергии № 744 (10 июля 1998 г.)
- Об утверждении Положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и перечня федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, с изменениями № 1511 (1 декабря 1997 г.)
- Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, с изменениями № 1298 (11 октября 1997 г.)
- Об утверждении Правил подготовки нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти и их государственной регистрации, с изменениями № 1009 (13 августа 1997 г.)
- Об утверждении Положения о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии, с изменениями № 865 (14 июля 1997 г.)
- О Правилах принятия решений о размещении и сооружении ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения № 306 (14 марта 1997 г.)
- Об определении территорий, прилегающих к особо радиационно опасным и ядерно-опасным производствам и объектам, и о формировании и использовании централизованных средств на финансирование мероприятий по социальной защите населения, проживающего на указанных территориях, а также на финансирование развития социальной инфраструктуры этих территорий в соответствии с Федеральным законом "О финансировании особо радиационно опасных и ядерно-опасных производств и объектов", с изменениями № 289 (12 марта 1997 г.)
- Об утверждении Правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов, с изменениями № 264 (7 марта 1997 г.)

- Об утверждении перечня должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности на право ведения работ в области использования атомной энергии, с изменениями № 240 (3 марта 1997 г.)

- О перечне медицинских противопоказаний и перечне должностей, на которые распространяются данные противопоказания, а также о требованиях к проведению медицинских осмотров и психофизиологических обследований работников объектов использования атомной энергии № 233 (1 марта 1997 г.)

- О порядке разработки радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий № 93 (28 января 1997 г.)

- О Концепции системы государственного учета и контроля ядерных материалов, с изменениями № 1205 (14 октября 1996 г.)

- Об утверждении Положения о порядке проведения государственной экологической экспертизы № 698 (11 июня 1996 г.)

- О мерах по выполнению Указа Президента Российской Федерации от 8 февраля 1996 г. № 166 "О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла" № 677 (11 июня 1996 г.)

- Об утверждении Положения о порядке вывоза из Российской Федерации и ввоза в Российскую Федерацию радиоактивных веществ и изделий на их основе, с изменениями № 291 (16 марта 1996 г.)

- Об утверждении Положения о государственной экологической экспертизе, с изменениями № 942 (22 сентября 1993 г.)

- О мерах по комплексному решению проблем обращения с радиоактивными отходами и прекращения захоронения их в морях, с изменениями № 710 (23 июля 1993 г.)

- Об утверждении Порядка инвентаризации мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора, хранения и захоронения радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений на территории Российской Федерации № 505 (22 июля 1992 г.)

- Об утверждении Положения о вневедомственной охране при органах внутренних дел Российской Федерации, с изменениями № 589 (14 августа 1992 г.)

Федеральные нормы и правила

- Методические указания о порядке осуществления надзора за соблюдением требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и условий действия лицензий при сооружении объектов использования атомной энергии (РД-04-05-2008)

- Положение о системе качества Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору в области государственного

регулирования безопасности при использовании атомной энергии. РД-03-29-2008 (Ростехнадзор, 2008г.)

- Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. НП-004-08 (Ростехнадзор, 2008 г.)

- Состав и содержание годового отчета о ядерной и радиационной безопасности объектов ядерного топливного цикла. РБ-043-08 (Ростехнадзор, 2008 г.)

- Требования к системам физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов. НП-083-07 (Ростехнадзор, 2007 г.)

- Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07 (Ростехнадзор, 2007 г.)

- Требования к организации зон баланса материалов. НП-081-07 (Ростехнадзор, 2007 г.)

- Положение о порядке объявления аварийной готовности, аварийной обстановки и оперативной передачи информации в случае радиационно опасных ситуаций на предприятиях ядерного топливного цикла. НП-078-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Требования к содержанию плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на предприятии ядерного топливного цикла. НП-077-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Установки по иммобилизации трансурановых радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-076-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Правила физической защиты радиоактивных веществ и радиационных источников при их транспортировании. НП-073-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Правила оценки соответствия оборудования, комплектующих, материалов и полуфабрикатов, поставляемых на объекты использования атомной энергии. НП-071-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов объектов ядерного топливного цикла. НП-070-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-069-6 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации. НП-067-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Требования к отчету по обоснованию безопасности пунктов хранения ядерных материалов. НП-066-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности при проведении научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ с

плутонийсодержащими материалами на объектах ядерного топливного цикла. НП-065-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии. НП-064-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла. НП-063-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Размещение пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности. НП-060-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Основные правила учета и контроля ядерных материалов. НП-030-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла. НП-016-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. НП-058-04 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла. НП-057-04 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности. НП-055-04 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-04 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Требования к отчету по обоснованию безопасности ядерных установок ядерного топливного цикла. НП-051-04 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Размещение ядерных установок ядерного топливного цикла. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности. НП-050-03 (Госатомнадзор России, 2003 г.)

- Правила устройства и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением, для объектов использования атомной энергии. НП-044-03 (Госатомнадзор России, Госгортехнадзор России, 2003 г.)

- Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе объектов ядерного топливного цикла. НП-047-03 (Госатомнадзор России, 2003 г.)

- Правила устройства и безопасной эксплуатации паровых и водогрейных котлов для объектов использования атомной энергии. НП-046-03 (Госатомнадзор России, Госгортехнадзор России, 2003 г.)

- Правила устройства и безопасной эксплуатации трубопроводов пара и горячей воды для объектов использования атомной энергии. НП-045-03 (Госатомнадзор России, Госгортехнадзор России, 2003 г.)

- Требования к устройству и безопасной эксплуатации грузоподъемных кранов для объектов использования атомной энергии. НП-043-03 (Госатомнадзор России, Госгортехнадзор России, 2003 г.)
- Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ). СанПиН 2.6.1.1281-03 (Минздрав России, 2003 г.)
- Правила пожарной безопасности в Российской Федерации. ППБ 01-03 (МЧС России, 2003 г.)
- Требования к программе обеспечения качества для объектов ядерного топливного цикла. НП-041-02 (Госатомнадзор России, 2002 г.)
- Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами. СПОРО-2002 (Главный государственный санитарный врач Российской Федерации, 2002 г.)
- Пункты сухого хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности. НП-035-02 (Госатомнадзор России, 2002 г.)
- Правила физической защиты радиационных источников, пунктов хранения, радиоактивных веществ. НП-034-01 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-019-2000 (Госатомнадзор России, 2000 г.)
- Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-020-2000 (Госатомнадзор России, 2000 г.)
- Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности. НП-021-2000 (Госатомнадзор России, 2000 г.)
- Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. НП-024-2000 (Госатомнадзор России, 2000 г.)
- Нормы радиационной безопасности. НРБ-99 СП 2.6.1.758-99 (Главный государственный санитарный врач Российской Федерации, 1999 г.)
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99 (Главный государственный санитарный врач Российской Федерации, 1999 г.)
- Установки по переработке отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности. НП-013-99 (Госатомнадзор России, 1999 г.)
- Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов. НП-007-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Пожарная охрана предприятий. Общие требования. НПБ 201-96 (ГУГПС МВД России, 1996 г.)
- Требование к отчету по обоснованию безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов в части учета внешних воздействий. ПНАЭ Г-14-038-96 (Госатомнадзор России, 1996 г.)

- Санитарные правила ликвидации, консервации и перепрофилирования предприятий по добыче и переработке радиоактивных руд. СП ЛКП-91 № 60028-91 (Минздрав СССР, Минатомэнергопром СССР, 1991 г.)

- Санитарные правила по устройству и эксплуатации хвостохранилищ гидрометаллургических заводов и обогатительных фабрик, перерабатывающих руды и концентраты, содержащие радиоактивные и высокотоксичные вещества. № 21-83 (Минздрав СССР, 1983 г.)

Нормативные документы, утвержденные Госатомнадзором России и Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору

- Требования к составу комплекта и содержанию входящих в него документов, обосновывающих способность организации проводить экспертизу в области использования атомной энергии. РД-03-15-2006 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих деятельность по проектированию, конструированию, изготовлению систем и оборудования физической защиты, и оказанию услуг по их монтажу для объектов использования атомной энергии. РД-07-05-2006 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Мониторинг инженерно-геологических условий размещения объектов ядерного топливного цикла. РБ-036-06 (Ростехнадзор, 2006 г.)

- Рекомендации по подбору, подготовке, поддержанию и повышению квалификации оперативного персонала объектов ядерного топливного цикла. РБ-034-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Состав и содержание отчета по обоснованию безопасности пунктов временного хранения радиоактивных отходов, образующихся при добыче, переработке и использовании полезных ископаемых. РБ-035-05 (Ростехнадзор, 2005 г.)

- Инструкция по рассмотрению в центральном аппарате Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору заявления и документов, представленных для получения лицензии на деятельность в области использования атомной энергии. РД-03-08-2004 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Инструкция по рассмотрению в центральном аппарате Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору заявления и документов, представленных для получения лицензии на деятельность в области использования атомной энергии. РД-03-08-2004 (Ростехнадзор, 2004 г.)

- Методические рекомендации по проведению физической инвентаризации ядерных материалов на ядерных установках и пунктах хранения ядерных материалов. РБ-026-04 (Федеральная служба по атомному надзору, 2004 г.)

- Условия поставки импортного оборудования, изделий, материалов и комплектующих для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения Российской Федерации. РД-03-36-2002 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих деятельность по конструированию и изготовлению оборудования для объектов использования атомной энергии. РД-03-41-2002 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Положение об обеспечении качества в системе Госатомнадзора России. РД-03-57-2002 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Рекомендации по установлению критериев приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов для их хранения и захоронения. РБ-023-02 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Условия поставки импортного оборудования, изделий, материалов и комплектующих для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения Российской Федерации. РД-03-36-2002 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих деятельность по конструированию и изготовлению оборудования для объектов использования атомной энергии. РД-03-41-2002 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Положение об обеспечении качества в системе Госатомнадзора России. РД-03-57-2002 (Госатомнадзор России, 2002 г.)

- Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности лицензируемых видов деятельности и объектов предприятий топливного цикла, а также лицензируемых видов деятельности и объектов организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги предприятиям топливного цикла. РД-05-15-2002 (Госатомнадзор России 2002 г.)

- Положение о порядке выдачи разрешений Госатомнадзора России на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам объектов ядерного топливного цикла. РД-05-17-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г., Зарегистрирован в Минюсте России от 08.08.2001 № 2854)

- Требования к составу и содержанию информации по обоснованию технической безопасности паровых и водогрейных котлов, сосудов, работающих под давлением, трубопроводов пара и горячей воды, грузоподъемных кранов объектов использования атомной энергии. РД-03-58-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г.)

- Положение об аттестации программных средств, применяемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-17-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г.)

- Оценка сейсмической опасности участков размещения ядерно- и радиационно опасных объектов на основании геодинамических данных. РБ-019-01 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Рекомендации по оценке характеристик смерча для объектов использования атомной энергии. РБ-022-01 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Инструкция о порядке разработки и пересмотра руководств по безопасности в области использования атомной энергии. РД-03-56-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Требования к составу и содержанию информации по обоснованию технической безопасности паровых и водогрейных котлов, сосудов, работающих под давлением, трубопроводов пара и горячей воды, грузоподъемных кранов объектов использования атомной энергии. РД-03-58-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Положение об аттестации программных средств, применяемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-17-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Инструкция о порядке разработки и пересмотра руководств по безопасности в области использования атомной энергии. РД-03-56-2001 (Госатомнадзор России, 2001 г.)
- Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-34-2000 (Госатомнадзор России, 2000 г.)
- Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-34-2000 (Госатомнадзор России, 2000 г.)
- Методология оценки уязвимости физической защиты ядерных материалов и ядерных установок. РБ-009-99 (Госатомнадзор России, 1999 г.)
- Положение о порядке проведения экспертизы документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности ядерной установки, радиационного источника, пункта хранения и (или) качества заявленной деятельности. РД-03-13-99 (Госатомнадзор России, 1999 г.)
- Положение о порядке проведения экспертизы документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности ядерной установки, радиационного источника, пункта хранения и (или) качества заявленной деятельности. РД-03-13-99 (Госатомнадзор России, 1999 г.)
- Инструкция о порядке проведения инспекций при лицензировании деятельности в области использования атомной энергии на предприятиях топливного цикла. РД-05-18-99 (Госатомнадзор России, 1999 г.)

- Положение о порядке рассмотрения, подготовки заключений, согласования и утверждения Госатомнадзором России нормативных документов в области использования атомной энергии. РД-03-22-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Положение о порядке разработки утверждаемых Госатомнадзором России федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. РД-03-23-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами. РБ-003-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Типовые требования к содержанию инструкции по организации учета и контроля ядерных материалов в “балк”- форме на ядерных установках и в пунктах хранения ядерных материалов. РД-08-17-98 (Госатомнадзор России 1998 г.)
- Положение о порядке рассмотрения, подготовки заключений, согласования и утверждения Госатомнадзором России нормативных документов в области использования атомной энергии. РД-03-22-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Положение о порядке разработки утверждаемых Госатомнадзором России федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. РД-03-23-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Определение исходных сейсмических колебаний грунта для проектных основ. РБ-006-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами. РБ-003-98 (Госатомнадзор России, 1998 г.)
- Порядок выдачи дубликата лицензии Госатомнадзора России. РД-03-37-97 (Госатомнадзор России, 1997 г.)
- Система нормативных документов Госатомнадзора России. РД-03-42-97 (Госатомнадзор России, 1997 г.)
- Типовые требования к содержанию инструкции по организации учета и контроля ядерных материалов в форме учетных единиц на ядерных установках и в пунктах хранения ядерных материалов. РД-08-13-97 (Госатомнадзор России, 1997 г.)
- Порядок выдачи дубликата лицензии Госатомнадзора России. РД-03-37-97 (Госатомнадзор России, 1997 г.)
- Система нормативных документов Госатомнадзора России. РД-03-42-97 (Госатомнадзор России, 1997 г.)
- Руководство по сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. РД-03-35-96 (Госатомнадзор России, 1996 г.)
- Руководство по сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. РД-03-35-96 (Госатомнадзор России, 1996 г.)

- Руководство по анализу опасности аварийных взрывов и определению параметров их механического воздействия. РБ Г-05-039-96 (Госатомнадзор России, 1996 г.)

- Требования к отчету об обосновании безопасности промышленного реактора. РД-05-08-95 (Госатомнадзор России, 1995 г.)

- Руководство по рассмотрению отчета об обосновании безопасности промышленного реактора. РД-05-09-95 (Госатомнадзор России, 1995 г.)

- Требования к годовому отчету о ядерной и радиационной безопасности предприятий топливного цикла. РД-05-11-95, с изменением № 1, внесенным приказом Госатомнадзора России от 31.10.1997 № 77 (Госатомнадзор России, 1995 г.)

- Рекомендации по применению методов и технических средств для идентификации и определения состава ядерных материалов при осуществлении надзора за состоянием их учета и контроля. РД-08-09-94 (Госатомнадзор России, 1994 г.)

- Основные положения подготовки, рассмотрения и принятия решений по изменениям проектной, технологической и эксплуатационной документации, влияющим на обеспечение ядерной и радиационной безопасности. РД-03-19-94 (Госатомнадзор России, 1994 г.)

- Временное положение о порядке выдачи сертификатов-разрешений на радиоактивное вещество особого вида, на конструкцию и перевозку упаковки с радиоактивными веществами. ПВСР-92, с дополнениями № 1 от 1993 г., № 2 от 1998 г., № 3 от 1999 г. (Госатомнадзор России, Минатом России, 1992 г.)

Приведем общее содержание документа Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Общие положения обеспечения безопасности атомных станций" (НП-001-15)

Общие положения устанавливают цели и основные критерии безопасности атомных станций, а также основные принципы и общие требования к техническим и организационным мерам, направленным на достижение безопасности. Объем реализации этих принципов и мер должен соответствовать федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии. При отсутствии необходимых нормативных правовых актов предлагаемые конкретные технические решения обосновываются в соответствии с современным уровнем развития науки, техники и производства.

Настоящие Общие положения распространяются на все этапы полного жизненного цикла атомных станций, установленные законодательством в области использования атомной энергии.

I. Основные положения

1.1. Назначение и область применения

1.2. Основные критерии и принципы обеспечения безопасности

II. Классификация систем и элементов

III. Основные принципы безопасности, реализуемые в проекте атомной станции и ее систем

3.1. Общие требования

3.2. Конструкция и характеристики активной зоны

3.3. Контур теплоносителя реактора

3.4. Управление технологическими процессами

3.4.1. Общие требования

3.4.2. Блочный и резервный пункты управления

3.4.3. Управляющие системы нормальной эксплуатации

3.4.4. Управляющие системы безопасности

3.4.5. Система информационной поддержки оператора. Автономные средства регистрации и хранения информации.

3.5. Защитные системы безопасности

3.6. Локализирующие системы безопасности

3.7. Обеспечивающие системы безопасности

3.8. Системы хранения ядерного топлива и радиоактивных отходов

IV. Обеспечение безопасности атомных станций при вводе в эксплуатацию блока АС и при эксплуатации

4.1. Организация эксплуатации и эксплуатационная документация

4.2. Ввод в эксплуатацию блока АС

4.3. Подбор и подготовка персонала

4.4. Радиационная безопасность при эксплуатации

4.5. Планы мероприятий по защите персонала и населения в случае аварий и управление аварией

V. Вывод атомной станции из эксплуатации

3.4. Выбор площадки и проектирование АЭС

Общая методология выбора площадок

Одним из основных требований при оценке возможности строительства АЭС является обеспечение безопасности её эксплуатации для окружающего населения, которая регламентируется нормами радиационной безопасности. Одним из мероприятий защиты окружающей среды — территории и населения от вредных воздействий при эксплуатации АЭС является организация вокруг неё санитарно-защитной зоны. При выборе места строительства АЭС должна учитываться возможность создания санитарно-защитной зоны, определяемой кругом, центром которого является вентиляционная труба АЭС. В санитарно-защитной зоне запрещается проживать населению. Особое внимание должно быть обращено на исследование ветровых режимов в районе строительства АЭС с тем, чтобы располагать атомную электростанцию с подветренной стороны по отношению к населённым пунктам. Исходя из возможности аварийной протечки активных жидкостей, предпочтение отдается площадкам с глубоким стоянием грунтовых вод.

При выборе площадки для строительства атомной электростанции большое значение имеет техническое водоснабжение. Атомная электростанция — крупный водопользователь. Потребление воды АЭС незначительно, а использование воды велико, то есть в основном вода возвращается в источник водоснабжения. К АЭС, так же как и ко всем строящимся промышленным сооружениям, предъявляются требования по сохранению окружающей среды. При выборе площадки для строительства атомной электростанции необходимо руководствоваться следующими требованиями:

1. земли, отводимые для сооружения АЭС, непригодны или малопригодны для сельскохозяйственного производства;
2. площадка строительства располагается у водоёмов и рек, на прибрежных незатапливаемых паводковыми водами территориях;
3. грунты площадки допускают строительство зданий и сооружений без проведения дополнительных дорогостоящих мероприятий;
4. уровень грунтовых вод находится ниже глубины заложения подвалов зданий и подземных инженерных коммуникаций и на водопонижение при строительстве АЭС не требуется дополнительных затрат;
5. площадка имеет относительно ровную поверхность с уклоном, обеспечивающим поверхностный водоотвод, при этом земляные работы сведены к минимуму.

Площадки строительства АЭС, как правило, не допускается располагать:

6. в зонах активного карста;
7. в районах тяжёлых (массовых) оползней и селевых потоков;

8. в районах возможного действия снежных лавин;
9. в районах заболоченных и переувлажнённых с постоянным притоком напорных грунтовых вод,
10. в зонах крупных провалов в результате горных выработок;
11. в районах, подверженных воздействию катастрофических явлений, как цунами, землетрясение и т. п.
12. в районах залегания полезных ископаемых;

Для определения возможности строительства АЭС в намеченных районах и сравнения вариантов по геологическим, топографическим и гидрометеорологическим условиям на стадии выбора площадки проводятся конкретные изыскания по каждому рассматриваемому варианту размещения электростанции.

Инженерно-геологические изыскания проводятся в два этапа. На первом этапе собираются материалы по ранее проведённым изысканиям в рассматриваемом районе и определяется степень изученности предполагаемого места строительства. На втором этапе в случае необходимости проводятся специальные инженерно-геологические изыскания с бурением скважин и отбором грунтов, а также рекогносцировочное геологическое обследование площадки. По результатам камеральной обработки собранных данных и дополнительных изысканий должна быть получена инженерно-геологическая характеристика района строительства, определяющая:

1. рельеф и геоморфологию территории;
2. стратиграфию, мощность и литологический состав коренных и четвертичных отложений, распространённых в районе до глубины 50—100 м;
3. количество, характер, отметку залегания и условия распространения отдельных водоносных горизонтов в пределах общей глубины;
4. характер и интенсивность физико-геологических процессов и явлений.

При проведении инженерно-геологических изысканий на стадии выбора площадки собираются сведения о наличии местных строительных материалов — разрабатываемых карьерах и месторождениях камня, песка, гравия и других строительных материалов. В этот же период определяются возможности использования подземных вод для технологического и хозяйственно-питьевого водоснабжения. При проектировании атомных электростанций, так же как и других крупных промышленных комплексов, выполняются ситуационные планы строительства, схемы генеральных планов и генеральные планы промышленной площадки АЭС.

Объёмно-планировочные решения зданий

Целью проектирования атомных электростанций является создание наиболее рационального проекта. Основные требования, которым должны отвечать здания АЭС:

1. удобство для выполнения основного технологического процесса, для которого предназначены (функциональная целесообразность здания);
2. надежность при воздействии окружающей среды, прочность и долговечность (техническая целесообразность здания);
3. экономичность, но не в ущерб долговечности (экономическая целесообразность).
4. эстетичность (архитектурно-художественная целесообразность);

Компоновку АЭС создает коллектив проектировщиков разных специальностей.

Строительные конструкции зданий и сооружений

В состав атомной электростанции входят здания и сооружения различного назначения и соответственно различного конструктивного выполнения. Это — многоэтажное и многопролетное здание главного корпуса с массивными конструкциями из предварительно-напряжённого железобетона, ограждающими радиоактивный контур; отдельно стоящие здания вспомогательных систем, например химводоочистка, дизель-генераторная, азотная станция, обычно выполненных в сборных железобетонных типовых конструкциях; подземные каналы и туннели, проходные и непроходные для размещения кабельных потоков и трубопроводов связи между системами; надземные эстакады, соединяющие между собой главный корпус и вспомогательные здания и сооружения, а также здания административного санитарно-бытового корпуса. Наиболее сложным и ответственным зданием атомной электростанции является главный корпус, который представляет собой систему сооружений, образованных в общем случае каркасными строительными конструкциями и массивами реакторного отделения.

Особенности инженерного оборудования

Особенностью АЭС, как и любых зданий ядерных установок, является наличие в процессе эксплуатации ионизирующих излучений. Этот главный отличительный фактор необходимо учитывать при проектировании. Основным источником излучений на АЭС является ядерный реактор, в котором происходит реакция деления ядер горючего. Эта реакция сопровождается всеми известными видами излучений

РАЗДЕЛ 4. АНАЛИЗ И УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ НА АЭС

4.1. Методы анализа безопасности. Детерминистический подход к обеспечению безопасности АЭС

Анализ безопасности – это аналитическая оценка физических явлений, возникающих на атомных электростанциях, которая позволяет продемонстрировать выполнение требований по безопасности в отношении всех постулируемых исходных событий, которые могут возникать в широком диапазоне эксплуатационных состояний установки, включая разные уровни эксплуатационной готовности систем безопасности, например, требование по обеспечению целостности барьеров против выбросов радиоактивного материала и другие различные критерии приемлемости.

Существуют два основных типа анализа безопасности: детерминистический анализ безопасности и вероятностный анализ безопасности

Детерминистический анализ безопасности позволяет прогнозировать реакцию на постулируемые исходные события.

Как правило, при его применении, особое внимание в нем следует уделять нейтронно-физическим, термогидравлическим, радиологическим, тепломеханическим и структурным аспектам.

Результаты расчетов представляют собой зависимости различных физических параметров (например, нейтронного потока, тепловой мощности реактора, давления, температуры, расхода и скорости теплоносителя первого контура, напряжений в конструкционных материалах, физического и химического состава, концентрации радионуклидов) или дозы облучения персонала или населения в случае оценки радиологических последствий.

Для характеристики детерминистического анализа безопасности, следует применять консервативные предположения (допущения) и граничный анализ.

В таблице 1. Приведено возможное подразделение постулируемых исходных событий.

Таблица 4.1– Возможное подразделение постулируемых исходных событий

Частота (1/реакторо-год)	Характеристики	Состояние станции	Описание	Критерии приемлемости
$10^{-2}-1$ (ожидается на протяжении всего жизненного цикла станции)	Ожидаемые	Ожидаемые при эксплуатации события	Ожидаемые переходные процессы, переходные режимы, частые неисправности, инциденты умеренной частоты, нештатные ситуации,	Без дополнительного повреждения топлива

			ненормальные условия	
10^{-4} – 10^{-2} (вероятность выше, чем 1 % на протяжении всего жизненного цикла станции)	Возможные	Проектные аварии	Нечастые инциденты, нечастые неисправности, предельные неисправности, условия аварийных ситуаций	Без радиологического воздействия, или без радиологического воздействия за пределами закрытой зоны
10^{-6} – 10^{-4} (вероятность ниже, чем 1 % на протяжении всего жизненного цикла станции)	Маловероятные	Запроектные аварии	Неисправное состояние	Радиологические последствия вне закрытой зоны в установленных пределах
$<10^{-6}$ (возникновение весьма маловероятно)	Весьма маловероятные	Тяжелые аварии	Неисправное состояние	Требуется аварийное реагирование

Применение детерминистического анализа:

1. Проектирование атомных электростанций.

Для изделий, важных для безопасности, требуется устанавливать проектные основы и подтверждать их посредством всеобъемлющей оценки безопасности. Проектные основы включают «требования к проектированию конструкций, систем и элементов, важных для безопасности, которые необходимо соблюдать с целью обеспечения безопасной эксплуатации АЭС и предотвращения или смягчения последствий событий, которые могут представлять угрозу для безопасности».

2. Подготовка новых или пересмотренных отчетов по обоснованию безопасности для целей лицензирования

На основании такого анализа следует определять надежность проекта с точки зрения выполнения функций безопасности во время постулируемых исходных событий и аварий. Кроме того, следует подтверждать эффективность систем безопасности и систем, связанных с безопасностью, а также следует обеспечивать, чтобы предусматривались руководящие материалы или процедуры по аварийному реагированию.

3. Оценка регулирующим органом отчетов по обоснованию безопасности

«Эксплуатирующая организация до предоставления проекта регулирующему органу должна обеспечивать проведение независимой проверки (верификации) оценки безопасности отдельными экспертами или группами специалистов, не связанными с проектировщиками»

4. Анализ инцидентов, которые возникали ранее, или сочетания таких инцидентов с гипотетическими отказами

Анализ аварий можно использовать в качестве инструмента для достижения полного понимания событий, возникающих во время эксплуатации атомных электростанций, и следует обеспечивать, чтобы этот анализ был неотъемлемой частью процесса накопления информации обратной связи по опыту эксплуатации.

Эксплуатационные события могут анализироваться с целью:

- проверить адекватность выбора постулируемых исходных событий;
- определить, ограничивается ли событие переходными процессами, которые были проанализированы в отчете по обоснованию безопасности;
- получить дополнительную информацию о временной зависимости значений параметров, которые непосредственно не измеряются с помощью контрольно-измерительных приборов станции;
- проверить, действуют ли операторы и системы станции, как предусматривается;
- провести проверку и анализ аварийных эксплуатационных процедур;
- выявить новые вопросы безопасности, возникающие в ходе проведения анализа;
- обеспечить поддержку решению потенциальных вопросов безопасности, выявленных в ходе анализа события;
- оценить тяжесть возможных последствий в случае дополнительных отказов (таких как события – предшественники тяжелой аварии);
- провести валидацию и коррекцию моделей компьютерных кодах, используемых для анализа и в учебных тренажерах.

5. Разработка и применение аварийных эксплуатационных процедур и процедур управления авариями

Детерминистический анализ безопасности следует также проводить для помощи при разработке стратегии, которой персоналу следует придерживаться в случае, если аварийные эксплуатационные процедуры не могут предотвратить возникновение тяжелой аварии. В случае легководных реакторов к таким явлениям относятся теплогидравлические эффекты, нагрев и плавление активной зоны реактора, удерживание расплава активной зоны в нижней камере, взаимодействие между расплавленной активной зоной и бетоном, паровой взрыв, образование водорода и сжигание, а также поведение продуктов деления.

Анализ следует начинать с выбора последовательностей аварийных событий, которые без вмешательства персонала, могут привести к повреждению активной зоны. Для ограничения числа последовательностей, которые требуется анализировать, последовательности следует группировать по аналогичным характеристикам. Такая классификация может быть основана на нескольких индикаторах состояния станции: постулируемое исходное событие, состояние останова, состояние систем аварийного охлаждения активной зоны реактора, первого контура теплоносителя, теплоприемника второго контура, системы отвода тепла из защитной оболочки и герметизации защитной оболочки.

- Предупредительные меры представляют собой стратегии восстановления, направленные на предупреждение повреждения активной зоны. Эти стратегии следует анализировать, чтобы понять, какие действия смогут сдерживать или предотвращать начало повреждения активной зоны.

- Меры по ослаблению последствий – это стратегии по управлению тяжелыми авариями для снижения или устранения последствий расплава активной зоны. Следует учитывать возможные негативные последствия, которые могут возникнуть в связи с принятием ослабляющих мер, например, скачки давления, образование водорода, возврат к критичности, паровые взрывы, тепловой удар или воспламенение или взрыв водорода.

Детерминистический анализ безопасности играет важную роль при выполнении вероятностного анализа безопасности, так как он позволяет получить информацию о возможности того, что данный сценарий аварии приведет к повреждению барьера на пути выхода продуктов деления.

Детерминистический анализ безопасности следует использовать для определения угрозы для целостности физических барьеров, для определения вида отказов барьера в случае такой угрозы, а также для оценки возможности того, что рассматриваемый аварийный сценарий создаст угрозу для нескольких барьеров.

4.2. Вероятностный анализ безопасности

Оценка риска затрагивает следующие три вопроса:

1. Что может случиться?

- Рассматривается в виде сценариев, которые могут привести к указанным последствиям (например, выбросы конкретных радионуклидов в окружающую среду)

2. Насколько это вероятно?

- Рассматривается путем расчета вероятностей этих сценариев

3. Каковы последствия?

- Рассматриваются с точки зрения ожидаемых значений соответствующих единиц измерения (например, величины радиоактивных выбросов)

Целью оценки риска является выявление и оценка рисков для поддержки принятия решений, касающихся мер по обеспечению безопасности

Требования и рекомендации по ВАБ, включенные в новые стандарты безопасности приняты на основе согласия всех стран-членов МАГАТЭ Основы Безопасности (Safety Fundamentals) SF-1:

Принцип № 5 оптимизации защиты подчеркивает необходимость оценки и контроля рисков:

“3.22. Для определения, действительно ли радиационные риски низки настолько, насколько это реально достижимо, все такие риски, связанные с обычной эксплуатацией и типовой деятельностью или нештатными аварийными ситуациями, должны быть оценены (с использованием дифференцированного подхода) и должны периодически проходить переоценку на протяжении всего жизненного цикла установки или вида деятельности.”

Риск радиационный. Вероятность возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения (НРБ-99).

Риск можно оценить качественно или количественно.

Инструментом оценки риска является Вероятностный Анализ Безопасности (ВАБ) - Probabilistic Safety Assessment (PSA).

Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) является количественным методом оценки частоты и последствий аварий, которые могут произойти на атомных электростанциях (АЭС), это систематический анализ взаимодействия систем и персонала АЭС для обеспечения безопасности АЭС.

ВАБ обычно фокусируется на событиях, которые могут привести к повреждению активной зоны и выходу продуктов деления за пределы защитной оболочки реактора

Риск для сложных технических систем не может быть рассчитан только на основании статистических наблюдений (данных).

Плюсы использования вероятностных методов:

Знания, приобретенные в результате анализа рисков, могут быть использованы для:

- устранения недостатков проекта
- выявления дополнительных возможностей для повышения безопасности АЭС
- достижения сбалансированного проекта с точки зрения безопасности
- улучшения режимов работы и обслуживания АЭС
- совершенствования подготовки операторов
- определения факторов максимально влияющих на вероятность и последствия аварии
- определения ключевых областей исследований

ВАБ ставит целью максимально реалистично и полно использовать:

- информацию о проектных особенностях станции
- опыт эксплуатации
- данные по надежности оборудования
- данные по надежности персонала
- знания о развитии аварий до и после повреждения активной зоны
- потенциальные экологические последствия и последствия для здоровья населения.

Целями ВАБ являются :

- выполнение системного анализа, чтобы убедиться в том, что проект АЭС соответствует общим требованиям безопасности;
- показать, что проект сбалансирован, а именно нет частных особенностей или постулированных исходных событий, дающих непропорционально большой или существенно неопределенный вклад в риск, и первые два уровня глубокоэшелонированной защиты гарантируют ядерную безопасность;
- гарантировать, что не будут допущены малые отклонения от параметров работы станции, которые могут привести к тяжелым авариям;
- обеспечение оценки вероятностей возникновения состояний с тяжелым повреждением ТВЭЛов и оценки рисков большого выхода радиации за пределы площадки, в частности связанные с ранним повреждением герметичных ограждений;
- обеспечение оценки вероятности возникновения последствий внешних воздействий, в частности уникальных для рассматриваемой площадки;
- выявление системы, для которых проектные улучшения или изменения процедур управления могут снизить вероятность тяжелых аварий или снизить их последствия;
- оценка соответствия площадке процедур на случай аварийных ситуаций.

В международной практике сформировались три уровня ВАБ:

Уровень 1: Оценка частоты повреждения активной зоны реактора.

ВАБ уровня 1 начинается с исходного события / внутреннего воздействия / внешнего воздействия

- Идентифицирует отказы систем безопасности, которые ведут к повреждению активной зоны
- Определяет повреждение активной зоны
- Определяет сильные / слабые стороны систем безопасности / процедур по ликвидации аварий

ГРАНИЦА – Состояния повреждения АЭС (Plant Damage States)

Уровень 2: Оценка частоты возможных выбросов радионуклидов за пределы АЭС с учетом поведения контайнмента после аварии с повреждением активной зоны.

ВАБ уровня 2 моделирует: явления, которые могут возникнуть после повреждения активной зоны; угрозы целостности защитной оболочки реактора; перемещение радиоактивного материала внутри защитной оболочки реактора

- Анализирует эффективность проекта и мер по управлению тяжелыми авариями
- Оценивает частоту и величину выброса радиоактивных веществ в окружающую среду

ГРАНИЦА – Категории источников выбросов / Категории выбросов (Source Term Categories/ Release Categories)

Уровень 3: Оценка рисков для населения и/или окружающей среды вследствие выброса радионуклидов за пределы контайнмента, сопровождающего аварию с повреждением активной зоны.

ВАБ уровня 3 моделирует последствия выброса радиоактивных веществ в окружающую среду.

- Оценивает риск для здоровья населения и социальный риск, как, например, загрязнение почвы и продуктов питания

ВАБ УРОВНЯ 1 (LEVEL-1 PSA)

Содержание:

- Начинается с исходных событий
- Идентифицирует отказы системы безопасности, которые ведут к повреждению активной зоны при различных путях развития аварии
- Оценивает частоту повреждения активной зоны

Цели:

- Выявить последовательности событий, которые могут привести к повреждению активной зоны и определить частоту повреждения активной зоны
- Определить сильные / слабые стороны систем безопасности / аварийных процедур

Выявить приоритеты повышения мер безопасности, основываясь на информации о риске

ВАБ УРОВНЯ 2 (LEVEL-2 PSA)

Содержание:

- Оценивается хронология и последствия развития событий после повреждения активной зоны (ПАЗ) реактора (для всех состояний повреждения, идентифицированных в ВАБ уровня 1)

- Анализируются явления, которые могут возникнуть после ПАЗ активной зоны и стать угрозой для целостности защитной оболочки

- Рассматривается эффективность проекта и мер по управлению тяжелыми авариями для минимизации последствий ПАЗ

- Оцениваются частоты различных выбросов радиоактивных материалов в окружающую среду

Цели:

- Идентифицировать пути, по которым выбросы радиоактивных материалов из топлива могут попасть в окружающую среду

- Оценить частоту, величину и другие важные характеристики выбросов радиоактивных материалов в окружающую среду

- Анализ дает дополнительную информацию о физических барьерах на пути выброса радиоактивных веществ в окружающую среду (например, здание защитной оболочки реактора)

ВАБ УРОВНЯ 3 (LEVEL-3 PSA)

Содержание:

- Последствия выброса радиоактивных веществ в окружающую среду оцениваются с использованием

- ✓ метеорологических моделей, способных оценить частоту погодных условий и распространения выбросов на местности для широкого диапазона условий

- ✓ дозовых моделей для каждой категории выбросов и изотопов

- ✓ моделей эвакуации

- Вычисляется условная частота спектра дозовых уровней и как следствие воздействие на здоровье для населения и окружающей среды

Цели:

- Оценить последствия «вне площадки»:

- ✓ здоровье населения (смерть (ранняя или поздняя, ранние и поздние последствия для здоровья)

- ✓ другие последствия (например, загрязнение земель или продуктов питания) в результате развития аварии, приведшей к распространению радиоактивности в окружающую среду

Основная польза от выполнения ВАБ заключается в детальном системном анализе проекта станции, ее эксплуатационных характеристик и внешних воздействий, включая определение доминантных вкладчиков в риск и изучение возможностей для снижения риска. ВАБ дает согласованную интегральную модель безопасности АЭС, предоставляя, таким образом, согласованную и всестороннюю структуру для принятия решений, связанных с безопасностью. ВАБ также дает количественные оценки риска АЭС, включая количественную оценку неопределенностей этих оценок. Однако, необходимо четко понимать, что

получение количественных оценок риска является лишь промежуточным этапом всего процесса выполнения ВАБ; количественные оценки риска являются в основном лишь средством помощи при проведении ВАБ в решении технических вопросов безопасности.

Основные математические методы, используемые при проведении ВАБ, включают теорию множеств, Булеву алгебру и теорию вероятности. ВАБ выполняется путем построения интегральной логической модели (обычно, набор соединенных друг с другом деревьев событий и деревьев отказов), состоящую из логических операторов и базовых событий (различные исходные события, отказы оборудования, неготовность оборудования вследствие проверок или обслуживания, отказы по общим причинам и ошибки оператора). Вероятность каждого базового события оценивается с использованием статистических данных, дополненных мнением экспертов.

4.3. Управление авариями

Аварийные ситуации на АЭС

Несмотря на все предусмотренные меры, направленные на предотвращение аварий, во время эксплуатации АЭС не исключена вероятность их возникновения. По этой причине проектом АЭС предусмотрены специальные средства и системы, позволяющие прекратить развитие аварий или уменьшить их последствия. Технические средства управления и ликвидации аварий дополняются соответствующими административными и организационными мероприятиями.

Поэтому важным понятием теории безопасности АЭС является *аварийная ситуация* - это нештатная ситуация, при которой возникает непосредственная угроза радиационной или ядерной аварии. Она характеризуется значительным повышением психофизиологической нагрузки на персонал АЭС, ухудшением характеристик устойчивости и управляемости, достижением или превышением пределов и (или) условий безопасной эксплуатации АЭС.

Условия безопасной эксплуатации АЭС - это установленные проектом минимальные условия по количеству, характеристикам, работоспособности и технического обслуживания элементов и систем, важных для безопасности, при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации и (или) критериев безопасности.

Авария - это нарушение эксплуатации АЭС, при котором произошел выход радиоактивных продуктов и (или) ионизирующих излучений за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации [16], [17]. Аварии на АЭС характеризуются исходными событиями, путями протекания и конечными состояниями, которые определяют последствия аварий. Необходимо отметить, что авария - событие случайное, оно может произойти или не произойти, поэтому для описания закономерностей возникновения аварий должен применяться как детерминистический подход, так и вероятностный математический аппарат.

Аварии в ядерной технологии принято классифицировать на радиационные, ядерные, технические, проектные и запроектные.

Перечень понятий и терминов по безопасности, а также их определение приведены в таблице 4.1.

Таблица 4.1 – Понятия и термины теории безопасности

Термин	Определение
Авария	Событие, связанное с нарушением пределов безопасной эксплуатации АЭС
Радиационная авария	Событие, характеризующее нарушение пределов безопасной эксплуатации, при котором произошел выход радиоактивных продуктов и (или) ионизирующих излучений за предусмотренные границы в количествах, превышающих установленные для нормальной эксплуатации значения, требующие прекращения эксплуатации АЭС.
Техническая авария	Событие, характеризующее потерю прочности оборудования и трубопроводов, отказы которых могут привести к нарушению отвода тепла от активной зоны реактора и способности удерживать в герметичной зоне выделившиеся радиоактивные вещества
Проектная авария	Событие, для которого проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие ограничение его последствий установленными для таких аварий пределами
Ядерная авария	<p>События, характеризующие повреждения ТВЭЛов, превышающие установленные пределы безопасной эксплуатации, и (или) облучение персонала, превышающее допустимое для нормальной эксплуатации, вызванное:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора; 2. Образованием критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении ТВЭЛ или при авариях, приводящих к образованию критической массы в самом реакторе; 3. Нарушением теплоотвода от ТВЭЛов
Запроектная авария	Событие с наиболее тяжелыми повреждениями или расплавлением активной зоны, вызванное не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающееся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами системы безопасности сверх единичного отказа и реализацией ошибочных решений персонала
Максимальная проектная авария (МПА)	Событие с наиболее тяжелым исходным событием, устанавливаемым для каждого типа реактора. Для ЯЭУ с ВВЭР-1000 такой аварией является двойной разрыв полным сечением трубопровода на горячей или холодной петли главного циркуляционного контура
Гипотетическая авария	Событие, для которого проектом не предусмотрены технические меры, обеспечивающие безопасность АЭС

Максимальная гипотетическая авария	Событие, характеризующееся максимально возможным выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду при расплавлении активной зоны и разрушении локализирующих систем
------------------------------------	--

Международная шкала ядерных и радиологических событий ИНЭС

Международная шкала ядерных и радиологических событий используется для оперативного и обоснованного информирования общественности о значимости с точки зрения безопасности событий, связанных с источниками излучения. Она охватывает широкий спектр различных видов практической деятельности, включая такое промышленное использование, как радиографический контроль, применение источников излучения в больницах, деятельность на ядерных установках и транспортировка (перевозка) радиоактивного материала. Обеспечивая реальную оценку событий, происходящих во время осуществления всех этих видов практической деятельности, ИНЭС может способствовать установлению взаимопонимания между специалистами, средствами массовой информации и общественностью.

Шкала была разработана в 1990 году международной группой экспертов, учрежденной МАГАТЭ и Агентством по ядерной энергии ОЭСР (ОЭСР/АЯЭ). Первоначально она отражала опыт, накопленный при использовании аналогичных шкал во Франции и в Японии, а также при изучении возможных вариантов шкал, проведенном в ряде стран. МАГАТЭ координирует ее доработку в сотрудничестве с ОЭСР/АЯЭ и при поддержке более чем 60 назначенных национальных представителей, которые официально представляют государства – члены ИНЭС на организуемых раз в два года технических совещаниях ИНЭС. Первоначально шкала применялась для классификации событий на АЭС, а затем она была дополнена и доработана для того, чтобы ее можно было применять ко всем установкам, связанным с гражданской атомной отраслью. Позднее она была расширена и далее дополнена в связи с возросшей необходимостью передачи сообщений о значимости любых событий, связанных с транспортировкой, хранением и использованием радиоактивных материалов и источников излучения.

В рамках шкалы события классифицируются по семи уровням: на уровнях 4-7 они называются “авариями”, а на уровнях 1-3 – “инцидентами”. События, не существенные с точки зрения безопасности, классифицируются как “событие ниже шкалы/уровень 0”. События, не имеющие отношения к безопасности, связанной с излучениями или обеспечением ядерной безопасности, не классифицируются по данной шкале. В целях информирования общественности о событиях каждый уровень событий по шкале ИНЭС имеет строго определенное наименование. В порядке возрастающей тяжести это: “аномалия”, “инцидент”,

“серьезный инцидент”, “авария с локальными последствиями”, “авария с широкими последствиями”, “серьезная авария” и “крупная авария”. При построении шкалы выбран принцип, заключающийся в том, что тяжесть события возрастает примерно на порядок величины с каждым уровнем шкалы (т.е. шкала является логарифмической). Авария на Чернобыльской АЭС, произошедшая в 1986 году, оценивается на уровне 7 по шкале ИНЕС. Эта авария характеризуется обширным воздействием на людей и окружающую среду. Одно из главных соображений при разработке критериев классификации событий по шкале ИНЕС заключалось в обеспечении четкого разграничения уровня значимости менее тяжелых и более локализованных событий от самой тяжелой аварии. Так, авария 1979 года на АЭС “Три Майл Айленд” оценивается уровнем 5 по шкале ИНЕС, а событию, приводящему к одному смертельному случаю от воздействия излучения, присваивается уровень 4. Структура шкалы представлена в таблице 4.2. По сфере воздействия события подразделяются на три различных класса: воздействие на людей и окружающую среду; воздействие на радиологические барьеры и контроль на установках; и воздействие на глубокоэшелонированную защиту. Воздействие на людей и окружающую среду может быть локальным (в случае дозы облучения, полученной одним человеком или несколькими людьми, находящимся вблизи от места события) или обширным как в случае выброса радиоактивного материала из установки. Воздействие на радиологические барьеры и контроль на установках связано исключительно с объектами, на которых находятся большое количество радиоактивного материала, такими как энергетические реакторы, установки по переработке, мощные исследовательские реакторы или большие установки по производству источников. Эта категория охватывает такие события, как расплавление активной зоны реактора и утечка значительных количеств радиоактивного материала в результате выхода из строя радиологических барьеров, которые создают угрозу для безопасности людей и окружающей среды. События, оцениваемые по указанным двум категориям (люди и окружающая среда, радиологические барьеры и контроль), называются событиями с “фактическими последствиями.” Ухудшение состояния глубокоэшелонированной защиты в основном связано с событиями, не имеющими фактических последствий, когда предусмотренные меры по предотвращению аварий или по борьбе с ними не сработали в соответствии с их предназначением. Уровень 1 применяется только к случаям деградации (ухудшения состояния) глубокоэшелонированной защиты. Уровни 2 и 3 охватывают случаи более серьезного ухудшения состояния глубокоэшелонированной защиты или небольшую степень фактических последствий для людей или установок. Уровни с 4 по 7 отражают возрастающие уровни фактических последствий для людей, окружающей среды или установок.

Хотя ИНЕС охватывает широкий диапазон различных видов практической деятельности, маловероятно, что события, связанные с некоторыми видами практической деятельности могут оцениваться верхними уровнями шкалы. Например, события, связанные с транспортировкой источников, которые используются в промышленной радиографии, никогда не могут превысить уровень 4, даже в случае изъятия источника из его надлежащего местонахождения и неправильного обращения с ним.

Таблица 4.2 - Общие критерии классификации событий по международной шкале ИНЕС

Описание события и уровень ИНЕС	Люди и окружающая среда	Радиологические барьеры и контроль	Глубокоэшелонированная защита
Крупная авария Уровень 7	- Крупный выброс радиоактивного материала с обширными последствиями для здоровья и окружающей среды, требующий осуществления запланированных и длительных контрмер.		
Серьезная авария Уровень 6	- Значительный выброс радиоактивного материала, который, вероятно, потребует осуществления запланированных контрмер.	- Тяжелое повреждение активной зоны реактора. - Выброс больших количеств радиоактивного материала в пределах установки с высокой вероятностью значительного облучения населения. Он может быть вызван крупной аварией с возникновением критичности или пожаром.	
Авария с широкими последствиями Уровень 5	- Ограниченный выброс радиоактивного материала, который, вероятно, потребует осуществления некоторых запланированных контрмер. Несколько смертельных случаев от облучения.	- Расплавление топлива или повреждение топлива, в результате которого произошел выброс более чем 0,1% общего количества топлива активной зоны. - Выброс значительных количеств радиоактивного материала в пределах установки с высокой вероятностью значительного облучения населения.	
Авария с локальными последствиями Уровень 4	- Небольшой выброс радиоактивного материала, при котором мала вероятность того, что потребуются осуществление запланированных контрмер помимо мер по контролю за пищевыми продуктами на местном уровне. - По меньшей мере один смертельный случай от облучения.	- Мощность доз облучения в рабочей зоне превышает 1 Зв/ч. - Сильное радиоактивное загрязнение в зоне, не предусмотренной проектом, с низкой вероятностью значительного облучения населения.	- Близкий к аварии случай на АЭС, когда не сохраняются средства обеспечения безопасности. - Утерянный или похищенный высокоактивный закрытый источник. - Доставленный не по назначению высокоактивный закрытый источник при отсутствии надлежащей инструкции по обращению с ним.
Серьезный инцидент Уровень 3	- Облучение, в десять раз превышающее установленный годовой предел для работников. - Негативный детерминированный эффект для здоровья (например, ожоги) от облучения.	- Уровни излучения в рабочей зоне эксплуатации превышают 50 мЗв/ч. - Значительное радиоактивное загрязнение в пределах установки, распространяющееся на зону, не предусмотренную проектом.	- Значительные отказы средств обеспечения безопасности, но без фактических последствий. - Обнаружен высокоактивный закрытый бесхозный источник, устройство или транспортная упаковка, при этом средства обеспечения безопасности сохраняются. - Нарушение упаковочного комплекта высокоактивного закрытого источника.
Инцидент Уровень 2	- Облучение лица из населения, превышающее 10 мЗв. - Облучение работника, превышающее установленные годовые пределы.		- Переобучение лица из населения, превышающее установленные годовые пределы. - Небольшие проблемы с элементами обеспечения безопасности – при этом сохраняется работоспособной значительная часть глубоководной радиационной защиты. - Утерянный или похищенный радиоактивный источник, устройство или транспортная упаковка низкого уровня активности.
Аномалия Уровень 1			
Не существует для безопасности (событие ниже шкалы/уровень 0)			

В проекте современной атомной электростанции рассматриваются как проектные, так и запроектные аварии. В отличие от проектной аварии, запроектной считается авария с наложением дополнительных отказов, а также аварии с тяжелыми последствиями с расплавлением топлива и/или выбросами радиоактивных веществ в атмосферу.

Концепция управления запроектными авариями окончательно сформировалась в России в качестве дополнительного, четвертого, уровня глубокоэшелонированной защиты атомной станции в ОПБ-88 после Чернобыльской аварии. В связи с этим появилось понятие «запроектная авария», как авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны. Естественно, что последствия таких аварий могут быть значительно тяжелее последствий, допустимых для проектных аварий. Хотя вероятность запроектных аварий весьма мала, Чернобыльская авария и авария на АЭС Три Майл Айленд в США показали, что их необходимо учитывать в проектах АЭС. Раньше они считались гипотетическими и практически не рассматривались в проектах. Теперь современная концепция безопасности требует учета таких аварий в проектах, ограничивая их последствия с помощью мер по управлению запроектными авариями.

Управление запроектной аварией – это действия, направленные на предотвращение развития проектных аварий в запроектные и на ослабление последствий запроектных аварий. Для этих действий могут использоваться любые имеющиеся в работоспособном состоянии технические средства, предназначенные для нормальной эксплуатации, обеспечения безопасности при проектных авариях или специально предназначенные для уменьшения последствий запроектных аварий.

Концепция программы по управлению авариями. Требования

Устанавливаются следующие требования, касающиеся рассмотрения тяжелых аварий и управления авариями при проектировании атомной электростанции: «Некоторые весьма маловероятные состояния станции, которые выходят за рамки условий проектных аварий и могут возникнуть в результате многочисленных отказов систем безопасности, ведущих к значительному повреждению активной зоны, могут поставить под угрозу целостность многих или всех барьеров, препятствующих выбросу радиоактивных материалов. Эти последовательности событий называются тяжелыми авариями.

Последовательности событий, ведущие к тяжелым авариям, должны рассматриваться посредством использования сочетания инженерно-технических заключений и вероятностных методов, с тем чтобы установить последовательности, для которых могут быть определены разумно применимые предупредительные или смягчающие меры. Приемлемые меры не обязательно включают применение консервативной инженерно-технической практики, используемой для определения и оценки проектных аварий, и их следует базировать на реалистичных – или основанных на наилучших оценках – допущениях, методах и аналитических критериях. При проектировании, в котором рассматривается возможность тяжелых аварий, на основе эксплуатационного опыта, соответствующего анализа безопасности и результатов исследований по безопасности должны учитываться следующие положения:

1) Важные последовательности событий, которые могут привести к тяжелой аварии, должны определяться посредством применения сочетания вероятностных методов, детерминированных методов и обоснованных инженерно-технических заключений.

2) Эти последовательности событий должны затем анализироваться на основе набора критериев с целью определения того, какие тяжелые аварии следует учитывать в проекте.

3) Должны оцениваться и осуществляться, если это является разумно применимым, возможные изменения в проекте или изменения процедурного характера, которые могут либо уменьшить вероятность этих отдельных событий, либо смягчить последствия в случае возникновения таких событий.

4) Должны учитываться все проектные возможности станции, включая возможное использование некоторых систем (т.е. систем безопасности и систем, не связанных с безопасностью) вне их первоначально определенных функций и ожидаемых эксплуатационных состояний, а также использование дополнительных временных систем для возвращения станции в контролируемое состояние и/или смягчения последствий тяжелой аварии при условии, что может быть доказано, что системы будут способны функционировать в ожидаемых условиях окружающей среды.

5) В случае многоблочных станций должна рассматриваться возможность использования имеющихся средств и/или поддержки от других блоков при условии, что безопасная эксплуатация других блоков не будет поставлена под угрозу.

6) Должны быть установлены процедуры (алгоритмы действий) по управлению авариями с учетом представительных и доминантных сценариев тяжелых аварий».

Устанавливаются приведенные ниже требования к управлению тяжелыми авариями и управлению авариями при эксплуатации атомной электростанции: «Персонал станции должен получить подготовку по управлению запроектными авариями. Подготовка эксплуатационного персонала должна обеспечивать знание симптомов запроектных аварий и процедур управления авариями». «Для управления тяжелыми (запроектными) авариями должны разрабатываться аварийные эксплуатационные процедуры или руководства (руководящие материалы)» Требование по оценке глубокоэшелонированной защиты гласит: «При оценке глубокоэшелонированной защиты необходимо определять, были ли предусмотрены надлежащие средства на каждом из уровней глубокоэшелонированной защиты для обеспечения того, чтобы юридическое лицо, ответственное за установку, могло:

- а) учитывать отклонения от нормальной эксплуатации или, в случае хранилища, от ее ожидаемой эволюции в долгосрочном плане;
- б) обнаруживать и устранять связанные с обеспечением безопасности отклонения от нормальной эксплуатации или от ее ожидаемой эволюции в долгосрочном плане, если отклонения будут иметь место;
- с) контролировать аварии в пределах, установленных проектом;
- д) определять меры по смягчению последствий аварий, которые превышают проектные пределы;
- е) смягчать радиационные риски, связанные с возможными выбросами радиоактивного материала».

Концепция управления авариями

Программу по управлению авариями следует разрабатывать для всех станций, независимо от общей частоты повреждения активной зоны и частоты выброса продуктов деления, рассчитанной для станции.

Для разработки руководящих материалов по управлению авариями следует применять структурированный нисходящий подход. Осуществление этого подхода следует начинать с определения целей и стратегий, и он должен приводить к разработке процедур и руководств, охватывающих как предупреждение, так и ослабление (смягчение) аварий. Рисунок 4.1 иллюстрирует нисходящий подход к управлению авариями.

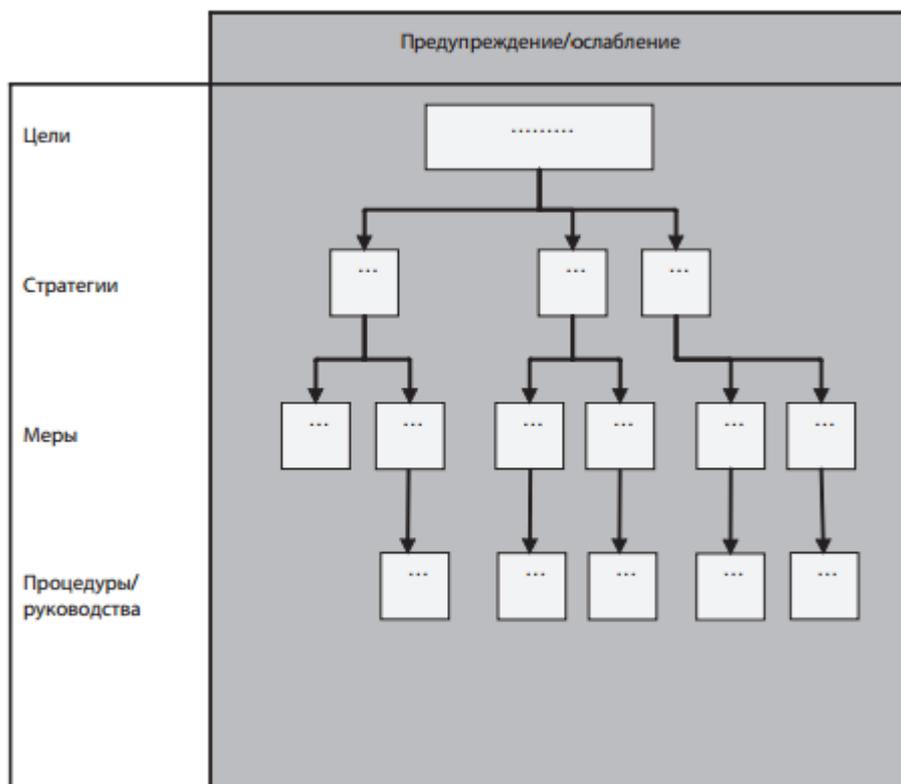


Рисунок 4.1 – Нисходящий подход к управлению авариями

На верхнем уровне определяются следующие цели управления авариями:

- предупреждение значительного повреждения активной зоны;
- прекращение развития повреждения активной зоны после его начала;
- поддержание целостности защитной оболочки в течение максимально длительного времени;
- минимизация выбросов радиоактивных веществ;
- достижение долговременного стабильного состояния.

Для достижения этих целей следует разработать ряд стратегий.

На основе стратегий следует разрабатывать соответствующие и эффективные меры по управлению авариями. В число таких мер входят модификации энергоблоков, если эти модификации представляются важными для управления запроектными и тяжелыми авариями, а также действия персонала. Эти меры включают ремонт вышедшего из строя оборудования.

Для персонала, ответственного за выполнение мер по управлению авариями, следует разрабатывать соответствующие руководящие материалы в виде процедур и руководств.

При разработке руководящих материалов по управлению авариями следует учитывать в полном объеме проектные характеристики станции с использованием систем безопасности и систем, не связанных с безопасностью, включая возможное использование некоторых систем за пределами их первоначально установленной

(предписанной) функции и ожидаемых эксплуатационных условий и, возможно, за пределами их проектных основ.

Точку перехода ответственности и полномочий из режима предупреждения в режим ослабления аварий следует определять на основе должным образом разработанных и документально зафиксированных критериев.

При любом изменении конфигурации станции или при появлении новых результатов исследований физических явлений следует выяснять возможные последствия этого для руководящих материалов по управлению авариями и при необходимости следует проводить пересмотр руководящих материалов по управлению авариями.

Основные принципы

Ввиду неопределенностей, связанных с тяжелыми авариями, руководящие материалы по управлению тяжелыми авариями следует разрабатывать с учетом всех физически идентифицируемых механизмов возникновения рисков, для которых возможна разработка руководящих материалов по управлению тяжелыми авариями; руководящие материалы по управлению тяжелыми авариями следует разрабатывать независимо от прогнозируемой частоты возникновения риска.

Руководящие материалы по управлению авариями следует составлять таким образом, чтобы у ответственного персонала не было необходимости определять аварийную последовательность или пользоваться предварительно проанализированной схемой аварии для правильного выполнения указаний руководящих материалов по управлению авариями.

Следует обеспечивать, чтобы подход к управлению авариями основывался на непосредственно измеряемых станционных параметрах или на параметрах, определяемых на их основе с помощью простых расчетов.

Разработку руководящих материалов по управлению авариями следует основывать на анализах методом улучшенной оценки, чтобы правильно определить физическое ответное реагирование станции. Следует учитывать неопределенности в знании хронологии и масштабов явлений, которые могут произойти в ходе развития аварии. Поэтому действия по ослаблению аварии следует предпринимать при определенных уровнях параметров и в момент времени, который дает достаточную уверенность в возможности обеспечения защиты, являющейся целью выполнения действия. Например, вентилирование защитной оболочки, если необходимо сохранить конструкционную целостность данного барьера на пути распространения продуктов деления, следует начинать в момент времени и при уровне давления в защитной оболочке, которые дают уверенность в том, что конструкционная целостность защитной оболочки не будет нарушена.

Тяжелые аварии могут также возникать, когда станция находится в остановленном состоянии. В руководящих материалах по управлению тяжелыми авариями следует учитывать любые специфические риски, обусловленные конфигурацией станции в период останова и при проведении крупных ремонтных работ, например, в случае открытия люка загрузки в защитной оболочке. Потенциальное повреждение отработавшего топлива, как в корпусе реактора, так и в бассейне выдержки отработавшего топлива или в хранилище, также следует рассматривать в руководящих материалах по управлению авариями. Поскольку крупные ремонтные работы часто выполняются в режиме планового останова станции, следует обеспечивать, чтобы первостепенной задачей руководящих материалов по управлению авариями было обеспечение безопасности персонала.

Следует обеспечивать, чтобы управление тяжелыми авариями охватывало все режимы эксплуатации станции, а также соответствующим образом отобранные внешние события, такие как пожары, затопления, сейсмические явления и экстремальные погодные условия (например, сильные ветры, чрезвычайно высокие или низкие температуры, засуха), которые могут повредить значительные участки станции. В руководящих материалах по управлению тяжелыми авариями следует учитывать специфические риски, обусловленные внешними событиями, такие как потеря электроснабжения, выход из строя пункта (щита) управления или помещения распределительных устройств и ограниченный доступ к системам и элементам.

Внешние события могут также влиять на наличие ресурсов для управления тяжелыми авариями (например, сильная засуха может ограничить имеющиеся природные источники охлаждающей воды, такие как реки и озера, которые являются резервом для штатных ресурсов; сейсмические явления могут вызвать повреждение плотин). Такого рода возможные воздействия следует учитывать при разработке руководящих материалов по управлению авариями.

4.4. Анализ крупнейших аварий на АЭС Авария на АЭС «Три Майл Айленд»

Краткая характеристика аварии на АЭС «Три Майл Айленд». Эта авария по существу не является реактивной аварией. Причина ее заключалась в следующем. Все началось с компенсируемой течи в 1-м контуре и обесточивания АЭС. Давление в реакторе снизилось до 60 атм, и сработала пассивная часть САОЗ. Перед срабатыванием САОЗ мощность активной зоны снизилась до уровня остаточных тепловыделений, а расход теплоносителя через зону снизился до уровня естественной циркуляции. При этом в некоторой части зоны возникло возвратное течение с опрокидыванием расхода в отдельных ТВС, что привело к сильному перегреву теплоносителя и его локальному запариванию. Пар начал накапливаться под крышкой и образовывать паровой пузырь над зоной, причем вода частично уходила в петли. Когда паровой пузырь существенно разросся, он опустился до уровня патрубков «горячих» ниток ГЦК и частично закупорил выход теплоносителя из реактора. При срабатывании САОЗ холодная вода не могла пробить паровой пузырь над зоной, попадала в каналы охлаждения граненой выгородки и частично в опускной участок реактора. Оттуда вода проникала под активную зону и тратилась на испарение в активной зоне. Таким образом вся охлаждающаяся вода уходила на испарение, а пар повышал давление и еще больше закупоривал реактор. Вся энергия остаточных тепловыделений уходила на нагрев топлива и в давление. Давление в реакторе повысилось до таких значений, что насосы аварийного впрыска борного раствора САОЗ высокого давления не могли пробить это давление, а насос плунжерного типа подавал воду в нитки ГЦК и не мог пробить паровой пузырь. Зона осталась без охлаждения и расплавилась. Поскольку оперативный персонал станции разбежался и реактор оставался без присмотра несколько часов до приезда аварийной бригады, то последствия данной аварии оказались гораздо серьезней, чем в случае своевременного вмешательства.

1 апреля электростанцию посетил президент Картер. Он обратился к населению с просьбой "спокойно и точно" соблюдать все правила эвакуации, если в этом возникнет необходимость.

Выступая 5 апреля с речью, посвященной проблемам энергетики, президент Картер подробно остановился на таких альтернативных методах, как использование солнечной энергии, переработка битуминозных сланцев, газификация угля и т. п., но совершенно не упомянул о ядерной энергии, будь то расщепление атомного ядра или управляемый термоядерный синтез.

Многие сенаторы заявляют, что авария может повлечь за собой "мучительную переоценку" отношения к ядерной энергетике, однако, по их словам, страна вынуждена будет и далее производить электроэнергию на АЭС,

так как иного выхода для США не существует. Двойственная позиция сенаторов в этом вопросе наглядно свидетельствует о том затруднительном положении, в котором очутилось правительство США после аварии..."

Авария на Чернобыльской АЭС

Причины и обстоятельства аварии

Общая характеристика программы испытаний, при выполнении которой произошла авария.

Авария произошла при проведении испытаний режима выбега с нагрузкой собственных нужд турбогенератора № 8 четвертого блока Чернобыльской АЭС.

Необходимость проведения этих испытаний была обусловлена тем, что своевременно, до начала промышленной эксплуатации блоков данной серии, не был отработан один из важных противоаварийных режимов эксплуатации. Предложение об использовании выбега турбогенераторов с нагрузкой собственных нужд исходило от Главного конструктора и объяснялось необходимостью гарантированного обеспечения принудительной циркуляции в контуре охлаждения реактора, для чего требовалось обеспечить главные циркуляционные насосы (ГЦН) и питательные насосы (ПН) надежным электроснабжением. Указанная концепция использования выбега была признана и включена в проекты строительства АЭС с реакторами РБМК.

В соответствии с требованиями проекта для режима обесточивания АЭС при максимальной проектной аварии (МПА) электроснабжение ПН, являющихся составными элементами третьей подсистемы аварийного охлаждения реактора (САОР), должно обеспечиваться за счет механической энергии выбега турбогенератора (ТГ). Однако 4 блок ЧАЭС был принят в эксплуатацию в декабре 1983 года без опробования этого проектного режима. Подобные испытания должны быть составной частью предэксплуатационных испытаний основных проектных режимов, проводимых при различных уровнях мощности энергоблока.

В 1982 г. Чернобыльской АЭС с привлечением по договору предприятия "Донтехэнерго" и с участием представителей Генпроектанта, института "Гидропроект" им. С. Я. Жука, были проведены соответствующие испытания на 3 энергоблоке ЧАЭС. Испытания показали, что требования по характеристикам электрического тока, вырабатываемого за счет выбега ТГ, в течение заданного времени не выдерживаются и необходима доработка системы регулирования возбуждения ТГ.

Дополнительные испытания с модернизированным блоком выбега проводились в 1984 и 1985 гг. Программами 1982 и 1984 гг. предусматривалось подключать к выбегающему ТГ по одному ГЦН с каждой стороны реактора, а программами 1985 и 1986 гг. — по два ГЦН. Программами 1984, 1985 и 1986 гг. предусматривалось отключение САОР ручными задвижками.

Комиссия считает, что выполнение указанных выше испытаний неправомерно относить к чисто электрическим, поскольку их проведение сопровождается изменением схемы электропитания ответственных механизмов

энергблока, требует вмешательства в штатную систему защит и блокировок. Такие испытания должны классифицироваться как комплексные испытания блока, и программу их проведения целесообразно было согласовать с Генеральным проектировщиком, Главным конструктором, Научным руководителем и органом Государственного надзора. Однако действовавшие до аварии ПБЯ 04-74, ОПБ-82 не требовали от руководства атомных станций проводить согласование такого рода программ с указанными выше организациями.

В целом же, главная идея программы подчинена возможно более реалистичной проверке проектного режима и существо ее не вызывает возражений. С точки зрения современных подходов к разработке программ проведения подобных испытаний на АЭС, рассматриваемый документ не вполне удовлетворителен, прежде всего в части регламентации мер безопасности, однако, совокупность эксплуатационной документации (регламент, инструкции) вместе с обсуждаемой программой давали достаточные основания для безопасного проведения запланированного режима. Причины аварии скрыты не в программе как таковой, а в незнании разработчиками программы особенностей поведения реактора РБМК-1000 в предстоявшем режиме работы.

Специфической теплогидравлической особенностью запланированного режима являлся повышенный, относительно номинального начальный расход теплоносителя через реактор. Паросодержание было минимальным при незначительном недогреве теплоносителя до температуры кипения на входе в активную зону. Оба указанных фактора, как оказалось, имели прямое отношение к масштабу проявившихся при испытаниях эффектов.

Хронология технологического процесса 26 апреля 1986 г. на 4 блоке ЧАЭС

Комиссия основывает свой анализ и выводы на следующей хронологической последовательности событий, указанных в таблице 4.2.

Таблица 4.2 – Хронология технологического процесса на 4 энергоблоке ЧАЭС

Время	События
<i>25 апреля 1986 г.</i>	
<i>(время по оперативному журналу)</i>	
01 ч 06 мин	начало разгрузки энергоблока; оперативный запас реактивности (ОЗР) равен 31 стержню РР;
03 ч 45 мин	начата замена состава газовой продувки графитовой кладки реактора с азотно-гелиевой смеси на азот;
03 ч 47 мин	тепловая мощность реактора 1600 МВт;
с 04 ч 13 мин до 12 ч 36 мин	поочередное измерение характеристик систем регулирования и вибрационных характеристик ТГ-7,-8 при постоянной тепловой мощности реактора 1500 МВт;
07 ч 10 мин	ОЗР равен 13,2 стержня РР;
13 ч 05 мин	отключен от сети ТГ-7;
14 ч 00 мин	САОР отключена от КМПЦ;
14 ч 00 мин	отсрочка выполнения программы испытаний по требованию диспетчера Киевэнерго;
15 ч 20 мин	ОЗР равен 16,8 стержня РР;
18 ч 50 мин	нагрузка оборудования собственных нужд, не участвующего в испытаниях, переведена на электропитание от рабочего трансформатора Т6;
23 ч 10 мин	продолжена разгрузка энергоблока, ОЗР равен 26 стержням РР;
<i>26 апреля 1986 г.</i>	
<i>(время по распечатке ДРЕГ)</i>	
00 ч 05 мин (по оперативному журналу)	тепловая мощность реактора составила 720 МВт;
00 ч 28 мин (по оперативному журналу)	при тепловой мощности реактора около 500 МВт переход с системы локального автоматического регулирования мощности (ЛАР) на автоматический регулятор мощности основного диапазона (1АР, 2АР). В процессе перехода допущено непредусмотренное программой снижение тепловой мощности до 30 МВт (нейтронной мощности до нуля). Начат подъем мощности;
00 ч 34 мин 03 с	аварийные отклонения уровня в барабанах-сепараторах;

Время	События
<i>26 апреля 1986 г. (продолжение)</i>	
<i>(время по распечатке ДРЕГ)</i>	
00 ч 43 мин 37 с	аварийные отклонения уровня в барабанах-сепараторах;
00 ч 52 мин 27 с	
01 ч 00 мин 04 с	
01 ч 09 мин 45 с	
01 ч 18 мин 52 с	
00 ч 36 мин 24 с	уставка АЗ по снижению давления в барабанах-сепараторах переведена с 55 на 50 кг/см ² ;
с 00 ч 39 мин 32 с	программа ДРЕГ не работала;
до 00 ч 43 мин 35 с	персоналом блокирован сигнал АЗ по останову двух ТГ;
с 00 ч 41 мин	отключение от сети ТГ-8 для снятия вибрационных характеристик на холостом ходу;
до 01 ч 16 мин	
(по оперативному журналу)	
с 00 ч 52 мин 35 с	программа ДРЕГ не работала;
до 00 ч 59 мин 54 с	
01 ч 03 мин	тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт и за- стабилизирована;
(по оперативному журналу)	
01 ч 03 мин	включен в работу седьмой ГЦН (ГНЦ-12);
(по оперативному журналу)	
01 ч 07 мин	включен в работу восьмой ГЦН (ГНЦ-22);
(по оперативному журналу)	
с 01 ч 12 мин 10 с	программа ДРЕГ не работала;
до 01 ч 18 мин 49 с	
с 01 ч 19 мин 39 с	зарегистрирован сигнал "1 ПК-ВВЕРХ";
до 01 ч 19 мин 44 с	
с 01 ч 19 мин 57 с	сигнал "1 ПК-ВВЕРХ";
01 ч 22 мин 30 с	произведена запись параметров на магнитную ленту. (Расчет произведен после аварии на Смоленской АЭС. ОЗР по программе ПРИЗМА оказался равен 8 стержням РР);
01 ч 23 мин 04 с	подана команда "Осциллограф включен", закрыты стопорно регулирующие клапаны (СРК) турбины № 8. Начался выбег четырех ГЦН: -13, -23 (секция 8РА), -14, -24 (секция 8РБ);

Время	События
<i>26 апреля 1986 г. (продолжение)</i>	
<i>(время по распечатке ДРЕГ)</i>	
01 ч 23 мин 10 с	нажатие кнопки МПА;
01 ч 23 мин 30 с	снялся сигнал "1 ПК-ВВЕРХ" (длительность 3 мин 33 с);
01 ч 23 мин 40 с (01 ч 23 мин 39 с по телетайпу)	нажата кнопка АЗ-5. Стержни АЗ и РР начали движение в активную зону;
01 ч 23 мин 43 с	появились сигналы аварийных защит по периоду разгона (АЗС) — период менее 20 с; а также по превышению мощности (АЗМ) — мощность более 530 МВт;
01 ч 23 мин 46 с	отключение первой пары "выбегающих" ГЦН;
01 ч 23 мин 46,5 с	отключение второй пары "выбегающих" ГЦН;
01 ч 23 мин 47 с	резкое снижение расходов (на 40 %) ГЦН, не участвующих в выбеге (ГЦН-11, -12, -21, -22) и недостоверное показание расходов ГЦН, участвующих в выбеге (ГЦН-13, -14, -23, -24); резкое увеличение давления в БС; резкий подъем уровня в БС; сигналы "неисправность измерительной части" обоих автоматических регуляторов основного диапазона (1АР, 2АР);
01 ч 23 мин 48 с	восстановление расходов на ГЦН, не участвующих в выбеге, до значений, близких к исходным; на выбегающих ГЦН левой стороны восстановление расходов на 15% ниже исходного; на выбегающих ГЦН правой стороны восстановление расхода на 10% от исходного для ГЦН-24; и недостоверность для ГЦН-23; дальнейший рост давления в БС (левая сторона — 75,2 кгс/см ² , правая — 88,2 кгс/см ²) и уровня в БС; срабатывание БРУ-К1, БРУ-К2;
01 ч 23 мин 49 с	сигнал аварийной защиты "повышение давления в РП (разрыв ТК)"; сигнал "нет напряжения = 48 в" (снято питание муфт сервоприводов СУЗ); сигналы "неисправность исполнительной части 1АР, 2АР";
	Из записи в оперативном журнале старшего инженера управления реактором: "01 ч 24 мин: Сильные удары, стержни СУЗ остановились, не дойдя до НК (нижних концевиков). Выведен ключ питания муфт".

Данные о регистрируемой информации, использованной Комиссией

Ход предаварийного и аварийного процессов анализировался Комиссией с использованием данных регистрации следующих приборных и информационно-вычислительных систем:

— штатные самопишущие приборы с соответствующими диаграммными лентами;

— штатная система централизованного контроля (СЦК) СКАЛА, использующая ЭВМ и включающая, в частности, программу диагностической регистрации параметров (ДРЕГ), а также программу расчета непосредственно не измеряемых параметров реактора (ПРИЗМА);

— нештатная система осциллографирования важных параметров, характеризующих выбег ТГ.

Штатные самопишущие приборы

Эти приборы предназначены для регистрации сравнительно медленно протекающих процессов (скорость лентопротяжки не более 240 мм/ч) и поэтому позволяют достаточно определенно регистрировать значения экстремумов интересующих параметров, но не пригодны для восстановления хода быстропротекающих нестационарных процессов.

Система централизованного контроля СКАЛА с подсистемами

Система обеспечивает расчет основных параметров реакторной установки с периодичностью около 5 мин, что обусловлено мощностью ЭВМ типа В-3М. Естественно, что такая периодичность расчетов также не пригодна для анализа быстро протекающих процессов.

Программа ДРЕГ обладает большой полнотой и разрешением по времени. Она опрашивает и регистрирует несколько сотен дискретных и аналоговых сигналов ввода информации в ЭВМ о непосредственно измеряемых параметрах составляет с. Однако программа ДРЕГ не фиксирует такие важные параметры реакторной установки, как мощность, реактивность, поканальные расходы теплоносителя и другие массовые параметры. Из 211 стержней СУЗ регистрируются положения только 9 стержней, в том числе по одному стержню каждой из трех групп автоматических регуляторов. Эти параметры не являются непосредственно измеряемыми, поэтому цикл их опроса значительно больше (1 мин). Несмотря на малый цикл регистрации некоторых параметров (1 с), интервал опроса может быть довольно неопределенным в связи с тем, что программа ДРЕГ в СЦК СКАЛА является одной из самых низкоприоритетных. Кроме того, в течение последнего часа перед аварией ДРЕГ имел 3 перерыва в работе, связанные с перезапуском СЦК СКАЛА. Это привело к дополнительной потере информации. Другие результаты работы СЦК СКАЛА, включая

программу ПРИЗМА и запись состояния реакторной установки на магнитную ленту (РЕСТАРТ), имеют большой цикл (5 мин), а также перерывы во времени, обусловленные перезапуском системы и особенностями работы программного обеспечения. Кроме того, результаты работы программы ПРИЗМА регистрируются только на распечатках.

Осциллографирование

Нештатная система осциллографирования быстроменяющихся параметров была смонтирована в соответствии с программой испытаний.

Она позволила получить с хорошей точностью параметры работы отдельного оборудования: ТГ-8; ГЦН-В, ПН-4, секций 8РА, 8РБ. Недостатком системы явилось отсутствие синхронизации указанных электрических параметров с реакторными параметрами, фиксируемыми СЦК СКАЛА. Однако имеющиеся документы — расшифровка осциллограммы электрических параметров и фиксация программы ДРЕГ — позволяют довольно точно синхронизировать между собой реперные события. Главные из них — посадка стопорных клапанов турбины № 8 и момент нажатия кнопки АЗ-5 оператором.

По записи программы ДРЕГ известен момент посадки СК турбины № 8 — 01 ч 23 мин 04 с. Этот момент можно отметить по изменению ряда параметров на осциллограмме. Известно, что сигнал на срабатывание АЗ-5 прошел в 01 ч 23 мин 40 с, что также можно отметить на осциллограмме, а изменения электрических параметров на ней зафиксированы с высокой степенью точности, поэтому может быть определено время нажатия кнопки МПА, отключения ГЦН. Так определено, что отключение первой пары ГЦН («выбегающих» произошло в 01 ч 23 мин 46 с, а сброс нагрузки другой пары ГЦН — через 0,45 с после этого. Это значит, что эти события произошли через 6,00-6,45 с после нажатия кнопки АЗ-5 оператором.

Анализ осциллограммы говорит о том, что нажатие кнопки МПА произошло через 6,6 с после посадки стопорных клапанов турбины № 8.

Примечание: «Кнопка МПА» — специально смонтированная для проведения испытаний кнопка с целью имитации сигнала МПА (максимальной проектной аварии) и выдачи его в схему запуска дизельгенератора № 6 со схемой ступенчатого набора нагрузки и включения испытываемого блока выбега ТГ-8.

О математическом моделировании послеаварийного и аварийного процесса

Комиссия отмечает, что сколько бы была полна и достоверна приборно регистрируемая информация о параметрах реакторной установки в аварийном режиме, для анализа аварии рассматриваемого типа необходимо привлекать математическое моделирование предаварийных и аварийных процессов. Оно необходимо не только для того, чтобы заполнить имеющиеся регистрационные паузы и выполнить экстраполяции в область не измеряемых параметров, но также

и для того, чтобы выяснить чувствительность результатов по отношению к некоторым важным исходным параметрам. Без этого невозможно также судить о достаточности последующих противоаварийных мероприятий.

Комиссия, проанализировав доступные ей источники, считает, что до настоящего времени не создана комплексная математическая модель, в достаточной степени адекватная объекту РБМК-1000 и верифицированная по экспериментальным данным. Различные по охвату необходимых для анализа явлений модели имеются в НИКИЭТ, ИАЭ, ВНИИАЭС, КИЯИ АН УССР и некоторых других организациях. Имеются математические модели в ряде организаций зарубежных стран, результаты расчетов по которым обсуждались с советскими специалистами.

Компилируя результаты расчетов различных Фрагментов хода предаварийного и аварийного процессов, непротиворечащих друг другу и согласующихся с имеющимися экспериментальными данными, к настоящему времени удастся получить, по-видимому, достаточно реалистическую картину развития аварии.

Одно из первых расчетных исследований после аварии проведено с использованием одномерной модели в ИАЭ, в которой зависимость реактивности от положения стержней СУЗ была получена на пространственной модели. Однако, несмотря на удовлетворительное в целом описание основных событий начиная с 01 ч 19 мин, данная модель является качественной, т. к. не имеет детального описания процесса в активной зоне, и поэтому не может давать надежных результатов по поведению реактивности, мощности и другим параметрам. Это подтверждается наличием расхождений между результатами моделирования и зарегистрированными данными (отсутствие в действительности сигнала «1ПК-ВНИЗ» в 01 ч 23 мин 38 с, заниженное значение расхода через КМЩЦ по модели в 01 ч 23 мин 43 с и др.), а также неадекватностью поведения реактивности и мощности.

Вариант распределенной быстродействующей нейтронно-физической модели РБМК был разработан и использовался в расчетных исследованиях аварии в КИЯИ АН УССР. Перенос нейтронов в ней описывается нестационарным одногрупповым уравнением диффузии, которое решается на крупной сетке с шагом 50 см. Плотность теплоносителя и перемещение стержней СУЗ учитывается путем пересчета констант, а изменение температуры топлива вводится как влияние обратной связи через температурный коэффициент реактивности. Для задания глубины выгорания топлива по высоте ТВС используются данные прогнозных расчетов (REFUELER). Одногрупповые константы готовятся из двухгрупповых, рассчитанных по программе WWS. Эта модель использовалась в программном комплексе ДИКРУС, разработанном во

ВНИИАЭС, в качестве быстродействующего блока нейтронно-физического расчета. С ее использованием было проведено исследование режима сброса стержней АЗ-5 для состояния, в котором находился реактор 4 блока ЧАЭС 26 апреля 1986 г. на момент времени 01 ч 22 мин 30 с.

Сочетание удовлетворительного описания кинетики энерговыделения с удовлетворительным теплогидравлическим описанием тепловой инерции ТВЭЛОВ и роста парообразования в активной зоне с предварительной тщательной настройкой модели по распределенным исходным данным выдвигает данную модель в число наилучших в настоящее время моделей для анализа чернобыльской аварии.

Результаты моделирования процесса не противоречат тем данным, которые зарегистрированы программой ДРЕГ за последние 9 с (сигналы АЗС и АЗМ, рост давления и уровней в БС, повышение давления в РП соответственно на 3-й, 6-й и 9-й секундах после нажатия кнопки АЗ-5).

Однако рассматриваемую модель все еще нельзя считать в достаточной мере адекватной объекту, поскольку одnogрупповое приближение в нестационарном уравнении на загрубленной разностной сетке для реакторных установок подобного типа, вероятно, не дает результатов достаточной точности. Кроме того, в качестве исходных берутся данные (положение стержней СУЗ, токи датчиков СФКРЭ и др.), зафиксированные за мин 10 с до начала исследуемого режима. Примерно в это время закончилась интенсивная подпитка БС, а через 34 с были закрыты стопорные клапаны турбины. Таким образом, к моменту нажатия кнопки АЗ-5 в ч 23 мин 40 с, указанные параметры могли измениться. Тем не менее Комиссия считает, что результаты рассмотренной работы к настоящему времени являются одними из наиболее полных, не содержат существенных нереалистических допущений в своей постановочной части и в части полученных результатов не противоречат результатам других фрагментарных исследований и поэтому могут претендовать на то, чтобы они были приняты за основу при анализе происшедших процессов.

Можно полагать, что из отечественных наиболее совершенной нейтронно-физической моделью реактора РБМК является модель, реализованная в программе STERAN, разработанной в ИАЭ [29].

В ней решаются нестационарные двугрупповые диффузионные уравнения переноса нейтронов в трехмерной геометрии с учетом 18 групп запаздывающих нейтронов (по 6 для ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu). Двугрупповые диффузионные константы рабочих ячеек РБМК представляются в виде зависимости от 5 переменных: глубины выгорания топлива, плотности теплоносителя, температур топлива и графита, концентрации ксенона. Исходные значения констант получают с помощью программы WIMS.

Комиссия отмечает, что подробный анализ развития и возникновение аварии с использованием программы STEPAN в качестве нейтронно-физического блока в математической модели, в котором бы рассматривалось влияние всех факторов (критические величины СВР, недогрев теплоносителя на входе в активную зону и др.), не проведен до настоящего времени.

Кроме указанных выше особенностей и недостатков разных методик расчетного моделирования, использование даже самых совершенных из них встречает трудность, обусловленную некорректностью исходных данных. Она заключается в том, что расчет распределения изотопного состава энерговыработки по высоте рабочих каналов штатной системой централизованного контроля не ведется. Поэтому распределение получается с помощью прогнозного расчета в зависимости от общей энерговыработки ТВС, без учета конкретных условий их эксплуатации. Это же обстоятельство не дает возможности корректно учесть нестационарное распределение ^{135}Xe непосредственно перед началом аварийного процесса. Влияние этих факторов для распределенных моделей, по-видимому, может быть заметным. Следовательно, снижается точность в определении параметров состояния реактора (нейтронные потоки, мощность, реактивность, температура и др) времен событий (достижение максимальной реактивности или мгновенной критичности, предельных температур и др.) и координат (максимума нейтронного потока, энерговыделения, разрушения топлива и др.).

Комиссия считает, что работы по совершенствованию методик математического моделирования РБМК, верификации и расчетному анализу аварии на ЧАЭС ведутся крайне медленно, являясь низкоприоритетными. В результате до настоящего времени нет достаточно представительного количественного анализа, выполненного на уровне, соответствующем возможностям современной вычислительной техники и разработкам по физике РБМК.

Версии и предполагаемые причины аварии

Первая официальная версия происшедшей аварии была сформулирована 5 мая 1986 года на ЧАЭС Межведомственной комиссией под председательством первого заместителя Министра среднего машиностроения СССР А.Г. Мешкова [30]. Она состояла в том, что авария на 4 энергоблоке Чернобыльской АЭС произошла в результате неконтролируемого разгона реактора вследствие запаривания технологических каналов активной зоны из-за срыва циркуляции в контуре МПЦ. Срыв циркуляции произошел из-за несоответствия расхода питательной воды и расхода теплоносителя в контуре МПЦ.

Несколько ранее, 1 мая 1986 г. в обращении к директору ИАЭ А.П. Александрову, а 9 мая 1986 г. в письме руководителям страны, сотрудником

ИАЭ, начальником группы по надежности и безопасности АЭС с РБМК В.П. Волковым, была изложена иная версия аварии, которая "обусловлена не действиями обслуживающего персонала, а конструкцией активной зоны и неверным пониманием нейтронно-физических процессов, протекающих в ней". Версия предполагала в качестве причин аварии — положительный выбег реактивности при вводе стержней СУЗ из-за их конструктивного дефекта и большой положительный паровой коэффициент реактивности.

Последующий, более углубленный анализ теплогидравлического режима работы ГЦН, выполненный в конце мая 1986 г. представителями ОКБМ (разработчика ГЦН), института "Гидропроект" им. СЛ. Жука и ВТИ им. Ф.Э. Дзержинского, не подтвердил предположение о кавитации и срыве ГЦН. Было установлено, что наименьший запас до кавитации ГЦН имел место в 01 ч 23 мин 00 с, т. е. приблизительно за 40 с до разгона реактора, но был выше того, при котором мог бы произойти срыв ГЦН.

Тогда же, в конце мая 1986 г., после изучения имевшихся данных и проведения расчетов группа специалистов Минэнерго СССР (АА. Абагян, В.А. Жильцов, В.С. Конвиз, В.З. Куклин, Б. Я. Прушинский, АС. Сурба, Ю.Н. Филимонцев, ГА. Шашарин) направила дополнение к акту расследования аварии, в котором изложила причины аварии, такие, как: принципиально неверная концепция стержней СУЗ; положительные паровой и быстрый мощностной коэффициенты реактивности; большой расход теплоносителя при малом расходе питательной воды; нарушение персоналом регламентного ОЗР, малый уровень мощности; недостаточность в проекте средств защиты и оперативной информации для персонала; отсутствие указаний в проекте и технологическом регламенте об опасности нарушения ОЗР.

На состоявшихся под председательством А.П. Александрова двух заседаниях МВНТС (2 июня 1986 г. и 17 июня 1986 г.) результатам расчетов ВНИИАЭС, продемонстрировавшим, что недостатки конструкции реактора в значительной мере явились причиной катастрофы, не было придано серьезного внимания и, по существу, все причины аварии были сведены исключительно к ошибкам в действиях персонала. Решения МВНТС открыли путь для представления в МАГАТЭ, широкому кругу специалистов и общественности односторонней информации о причинах и обстоятельствах, приведших к аварии.

В докладе советской делегации совещанию экспертов МАГАТЭ в г. Вене в августе 1986 г. версия о срыве ГЦН уже не фигурирует. В нем указывается, что «первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока». Исходное событие начала аварийного процесса не указывается. Однако существо аварийного процесса представлено следующим образом.

К началу испытаний, а именно к 01 ч 23 мин, параметры реактора были наиболее близки к стабильным. Закрытие СРК турбины привело к медленному росту давления пара в БС со скоростью примерно 6 кПа/с. Одновременно начал снижаться расход теплоносителя через реактор, обусловленный выбегом четырех из восьми ГЦН. За минуту до этого (в 1 ч 20 мин) оператор снизил расход питательной воды.

Примечание Комиссии: В действительности это был возврат расхода питательной воды к некоторому среднему расходу, соответствующему мощности реактора 200 МВт, и равному, примерно, по 120 т/ч на каждую сторону реактора.

Снижение расхода теплоносителя через реактор, а также питательной воды в БС, несмотря на конкурирующее (по генерации пара) с этими факторами повышение давления, в конечном итоге привели к росту мощности реактора, поскольку реактор обладает положительной обратной связью между мощностью и парообразованием. В условиях эксперимента перед началом выбега ТГ имело место незначительное содержание пара в активной зоне, и его прирост был во много раз больше, чем при нормальной эксплуатации на номинальной мощности.

Именно рост мощности мог побудить персонал нажать кнопку аварийной защиты АЗ-5. Поскольку в нарушение технологического регламента из активной зоны персоналом было выведено больше допустимого количества поглощающих стержней РР, эффективность стержней АЗ оказалась недостаточной и суммарная положительная реактивность продолжала расти.

Как следует из вышеизложенной официальной версии, исходным событием аварийного процесса было закрытие СРК турбины, т. е. начало испытаний по выбегу, усугубленное снижением расхода питательной воды.

Комиссия считает, что недостатком изложенной версии является отсутствие подтверждения ее расчетом без привлечения каких-либо дополнительных данных. В частности, в работе американских специалистов, выполненной на основе информации, подготовленной специалистами СССР для МАГАТЭ, указано: «Расчеты не подтверждают утверждение об изменении мощности и взрыве в течение минуты испытаний». Этот же вывод содержится в отчете НИКИЭТ, выпущенном в 1990 г., и публикации его директора Е.О. Адамова.

ИАЭ в 1986 г. выполнил анализ возможных версий аварии, согласно которым в реакторе могло бы происходить быстрое и значительное увеличение реактивности.

Анализ построен на выявлении противоречий между ожидаемым эффектом рассматриваемой версии аварии с имеющимися объективными данными, зафиксированными программой ДРЕГ.

Перечень этих версий насчитывает 13 позиций, причем выдвигались они разными специалистами на разных стадиях расследования причин аварии.

1. Взрыв водорода в бассейне-барботере (ББ).
2. Взрыв водорода в нижнем баке контура охлаждения СУЗ.
3. Диверсия (взрыв заряда с разрушением трубопроводов КМПЦ).
4. Разрыв напорного коллектора ГЦН или раздаточного группового коллектора.
5. Разрыв БС или пароводяных коммуникаций.
6. Эффект вытеснителей стержней СУЗ.
7. Неисправность АР.
8. Грубая ошибка оператора при управлении стержнями РР.
9. Кавитация ГЦН, приводящая к подаче пароводяной смеси в ТК.
10. Кавитация на дроссельно-регулирующих клапанах (ДРК).
11. Захват пара из БС в опускные трубопроводы.
12. Пароциркониевая реакция и взрыв водорода в активной зоне.
13. Попадание сжатого газа из баллонов САОР.

В работе ИАЭ показано, что все перечисленные версии, кроме одной, противоречат имеющимся объективным данным.

Применительно к этому анализу Комиссия считает необходимым отметить, что, согласно расчетам ВНИИАЭС, при исходном состоянии реакторной установки, имевшем место перед началом испытаний, возникновение крупной (более Ду 300 мм) течи теплоносителя из КМПЦ, в силу присущего реактору большого положительного парового коэффициента реактивности, могло привести к не менее крупномасштабной аварии. И некоторое время при расследовании аварии предполагалось, что контур МПЦ действительно поврежден, например, по причине повышенной вибрации ГЦН, обусловленной их возможной кавитацией. Однако версии о течи теплоносителя были отвергнуты из-за того, что в этом случае показания приборов давления и уровня в БС и ряда других параметров были бы другими. Кроме того, осмотры помещений КМПЦ 4 блока ЧАЭС, проводившиеся в течение нескольких лет после аварии, не выявили повреждений контура, которые могли бы стать исходным событием аварии.

На основании изложенного, Комиссия считает необходимым углубленно рассмотреть версию аварии, связанную с реактивностным эффектом вытеснителей стержней СУЗ, обусловленным конструкцией, в увязке со всей последовательностью технологических операций при испытаниях режима выбега и с учетом физических особенностей реактора РБМК-1000, как не требующую каких-либо предположений о маловероятных событиях.

Как следует из письма от 26.03.90 г., подписанного заместителем директора ИАЭ Н.Н. Пономаревым-Степным, директором НИКИЭТ Е.О. Адамовым, директором ВНИИАЭС АА. Абагяном, эта версия ими не отвергается, что выражается следующая формулировкой:

«Авария произошла в результате вывода реактора в не регламентное состояние, обусловленное рядом причин, основными из которых являются: снижение оперативного запаса реактивности ниже регламентного значения, малая величина недогрева теплоносителя на входе в реактор. В этих условиях проявились положительный паровой эффект реактивности, недостатки конструкции стержней СУЗ, а также неустойчивая форма нейтронного поля, возникшая вследствие сложного переходного режима. Авария завершилась разгоном реактора на мгновенных нейтронах.

В приведенной формулировке отсутствует упоминание о каком-либо внешнем теплофизическом возмущении, проявившем большую негативную роль положительного парового эффекта реактивности реактора, на существовании которого настаивает ЕМКИЭТ. Это очевидное, существующее до настоящего времени противоречие требует дополнительных усилий для выяснения причин аварии.

Краткое описание аварии на АЭС Фукусима-1

На АЭС «Фукусима» использовались кипящие водо-водяные реакторы типа BWR. В них деминерализованная вода используется и как замедлитель нейтронов в управляемой ядерной реакции, и как теплоноситель. Проходя через активную зону, вода первого контура закипает, и образующийся пар приводит во вращение турбину электрогенератора. С турбины пар поступает в конденсатор, где охлаждается водой второго контура и превращается в воду. Первый контур замыкается подачей воды в активную зону. В активной зоне расположены ТВЭЛЫ (тепловыделяющие элементы), которые представляют собой герметически уплотненные трубки из сплава циркония с оловом (температура плавления 2200°C), заполненные таблетками из делящегося вещества. На АЭС «Фукусима» в основном использовался диоксид урана (температура плавления ~3000°C). Высокопрочный металлический корпус реактор заключен в герметичную защитную оболочку (контайнмент), задача которой — удержать радиоактивные вещества в случае аварии.

Заглушенный реактор, в котором прекращена цепная реакция, продолжает генерировать большое количество тепла за счет накопленных радиоактивных продуктов деления. Сразу после остановки остаточная мощность составляет примерно 6% от тепловой мощности реактора, через сутки она падает примерно до 1% и далее медленно снижается. Поэтому остановленный реактор требует постоянного охлаждения активной зоны. Вода для этого подается насосами аварийных систем, большая часть которых приводится в действие за счет внешних источников электропитания. При отсутствии охлаждения температура в активной зоне поднимается, что приводит сначала к деформации тепловыделяющих элементов, а затем и к их расплавлению. Это грозит попаданием радиоактивных веществ в грунт под зданием реактора. Кроме того, при взаимодействии водяного пара с металлическим цирконием идет пароциркониевая реакция с образованием водорода

($2 \text{H}_2\text{O} + \text{Zr} = 2 \text{H}_2 + \text{ZrO}_2 + Q$, где $Q = 6530$ кДж/кг), что может привести к взрыву гремучего газа.

11 марта 2011г. — сильнейшее землетрясение в Японии мощностью в 9,0 балла, произошедшее возле побережья Японии, вызвало волну цунами. В связи с этим на АЭС Фукусима-1 три работающих на тот момент энергоблока были остановлены действием аварийной защиты, сработавшей в штатном режиме.

Час спустя было прервано электроснабжение, включая дизельные генераторы. Предполагается, что это произошло по причине пришедшей волны цунами. Электроснабжение используется для охлаждения реакторов BWR, которые, несмотря на остановку, выделяют тепло еще значительное время.

Сразу после остановки генераторов управляющая компания ТЕРСО заявила об аварийной ситуации. В результате отключения охлаждения температура энергоблоков стала повышаться, росло и давление внутри, создаваемое паром. Чтобы не допустить повреждения реактора, пар стали выпускать в атмосферу.

Тем не менее, на первом энергоблоке Фукусима-1 произошел взрыв, обрушивший часть бетонных конструкций внешней оболочки, сам реактор при этом не пострадал. Четверо сотрудников, ликвидирующих аварии попали в больницу с ранениями.

Уровень радиации на промплощадке достиг сразу после взрыва 1015 мкЗв/час, через 4 минуты — 860 мкЗв/час, через 3 часа 22 минуты — 70,5 мкЗв/час.

Говоря о причинах взрыва, генсек кабинета министров Японии Юкио Эдано объяснил, что при снижении уровня охлаждающей воды образовался водород, просочившийся между бетонной стеной и стальной оболочкой. Его смешивание с воздухом привело к взрыву.

Охлаждение реакторов идет с помощью морской воды, смешанной с борной кислотой.

13 марта 2011г. - вышла из строя система аварийного охлаждения третьего энергоблока. Возникла угроза взрыва водорода, аналогичного на первом энергоблоке.

14 марта 2011г. — в 11:01 по местному времени произошел взрыв водорода на третьем энергоблоке. Ранения получили 11 человек.

На двух первых энергоблоках начаты работы по восстановлению аварийного электроснабжения, с помощью мобильных установок. Отказала система аварийного охлаждения на втором энергоблоке.

15 марта 2011г. — в 6:20 по местному времени случился еще один взрыв, на этот раз на втором энергоблоке. Был поврежден бак-барботер, используемый для конденсации пара. Уровень радиации вырос до 8217 мкЗв/час.

Также произошел пожар в хранилище отработанного ядерного топлива на четвертом энергоблоке. На тушение ушло около двух часов, тем не менее, радиоактивные вещества поступили в атмосферу. На станции осталось 50 инженеров, весь персонал эвакуирован.

16 марта 2011г. — в 8:34 от третьего реактора начали подниматься клубы белого дыма. Вероятно, как и на втором, на третьем энергоблоке произошел еще один взрыв и был поврежден бак-барботер.

По словам министра сил самообороны Японии Тосими Китадзава, планируется сброс воды на энергоблоком №3 с помощью вертолета, также рассматривается вариант подачи охлаждающей воды с земли.

17 марта 2011г. — осуществлено 4 сброса воды с помощью вертолетов в третий и четвертый энергоблок. Расчищены завалы после взрыва на третьем энергоблоке, однако полицейским машинам с гидрантами все равно не удалось обеспечить доставку воды к реактору с земли. К концу дня эту функцию начали выполнять пожарные машины. Всего на промплощадке уже трудится 130 человек.

18 марта 2011г. — продолжаются работы по охлаждению реакторов, в первую очередь третьего – с помощью пожарных машин и пятого – подключен к генератору шестого энергоблока. Завершены работы по прокладке линии электропередач до второго энергоблока АЭС.

19 марта 2011г. — на промплощадке расположено спецподразделение японских пожарников с самым мощным пожарным автомобилем, который закачивает 3 000 литров воды в минуту на высоту до 22 метров. В крышках пятого и шестого энергоблоков просверлены отверстия, с целью недопущения скопления водорода и, как следствие, возможного взрыва.

20 марта 2011г. — полностью восстановлено электроснабжение от дизель-генератора пятого и шестого энергоблоков.

22 марта 2011г. — протянуты силовые кабели ко всем шести энергоблокам АЭС Фукусима, проверяется работоспособность.

23 марта 2011г. — энергоблоки 5 и 6 полностью выведены на внешнее электроснабжение, по остальным ведется работа.

25 марта 2011г. — ведется работа по переводу охлаждения всех реакторов с морской воды на пресную.

26 марта 2011г. — водоснабжение первого, второго и третьего реакторов переведено на пресную воду. Нормализовано повышавшееся давление в гермооболочке первого энергоблока.

27 марта 2011г. — начата откачка воды на первом энергоблоке, на втором и третьем энергоблоках работы осложнены высоким ионизирующим излучением.

31 марта 2011г. — состояние реакторов стабильное. Продолжается подача пресной воды. Температура реакторов по-прежнему высокая: 1 – 256°C, 2 — 165°C, 3 – 101°C. Рядом с энергоблоками планируется постройка очистных сооружений, для фильтрации охлаждающей воды.

2 апреля 2011г. — в Тихий океан по-прежнему поступает радиоактивная вода. Бетонный канал для электрокабелей также был заполнен радиоактивной морской водой. Под энергоблоком №2 найдена трещина. Электроснабжение насосов переведено на внешнее электроснабжение.

5 апреля 2011г. — остановлена течь воды в море, пробурив отверстия возле трещины и залив их жидким стеклом.

7 апреля 2011г. — в гермооболочку первого энергоблока подается азот, с целью вытеснения водорода.

10 **апреля 2011г.** — начата уборка тяжелой техникой обломков первого и третьего энергоблоков.

11 **апреля 2011г.** — в префектуре Фукусима произошло новое землетрясение силой в 7 баллов. Временно – 50 минут – было прервано электроснабжение и охлаждение реакторов.

13 **апреля 2011г.** — начата откачка высокоактивной воды из затопленных сооружений энергоблока №2 АЭС Фукусима.

17 **апреля 2011г.** — в работе принимают участие три робота PASCWOT компании iROBOT. Они заняты измерениями уровня излучения, температуры, концентрации кислорода и влажности. Также ими был сделан ряд фотоснимков помещений реакторов. Обнаружено повышение уровня радиоактивной воды, идет поиск места новой течи.

25 **апреля 2011г.** — проведены дополнительные внешние линии электропередач, независимые от предыдущих, на случай цунами и землетрясения.

5 **мая 2011г.** — впервые с момента аварии в реакторное отделение вошли люди, это был первый

11 **мая 2011г.** — найдено место новой течи возле энергоблока №3 – заделана заливкой бетоном.

12 **мая 2011г.** — высказано предположение, что вода не охлаждает полностью реактор первого энергоблока, из-за чего его нижняя часть могла расплавиться и повредить гермооболочку.

14 **мая 2011г.** — закончена расчистка территории вокруг первого энергоблока. Планируется постройка стального каркаса с полиэфирной тканью над реактором.

20 **мая 2011г.** — экспедиция Русского географического общества по исследования радиационной обстановки на Дальнем Востоке под управлением Артура Чилингарова была завершена. Итогом стал вывод о том, что загрязнение на текущий момент не вышло за пределы японских территориальных вод.

26 **мая 2011г.** — обнаружена новая протечка в хранилище радиоактивной воды.

31 **мая 2011г.** — при разборе завалов возле третьего энергоблока взорвался кислородный баллон.

Июль 2011г. — продолжается ликвидация последствий аварии. Планируется постройка защитных бетонных саркофагов над энергоблоками №1, №3 и №4.

Октябрь 2011г. — температура реакторов достигла уровня ниже 100 градусов по Цельсию. Завершено покрытие реактора №1 чехлом из полиэстера.

Август 2013г. — на АЭС Фукусима-1 начала выливаться радиоактивная вода прямо в грунт. Созданные после аварии хранилища вокруг станции были полностью заполнены. Землю вокруг решено было укрепить специальными

веществами. Однако с тех пор информация об утечках воды в грунт и океан появлялась неоднократно.

Декабрь 2013г. — все три проблемных реактора АЭС Фукусима приведены в состояние холодной остановки. Ситуацию удалось стабилизировать. Следующий этап – ликвидация последствий аварии – планируется начать через 10 лет.

Уроки аварии на АЭС «Фукусима-1»

В марте 2011 г. на нескольких энергоблоках АЭС «Фукусима-1» в Японии произошла тяжелая авария. Даже до завершения детального анализа аварии можно выделить несколько важных моментов. Непосредственной причиной аварии было землетрясение и последовавшее за ним цунами, а также недостаточный учет последствий цунами в исходном проекте. Не были надлежащим образом использованы возможности для усовершенствования защиты от цунами, например, в рамках процесса проведения периодической оценки безопасности (PSR).

Культура безопасности, организационные факторы, включая процесс принятия решений, также способствовали недостаточной защите станции и возникновению трудностей в процессе управления аварией.

Последствием цунами на АЭС стала потеря важных функций безопасности, что привело к повреждению активной зоны на трёх энергоблоках и последующему значительному радиоактивному выбросу.

Авария на АЭС «Фукусима-1» продемонстрировала важность правильного применения принципа глубокоэшелонированной защиты для обеспечения безопасности, правильного определения проектных основ для внешних воздействий, обеспечения соответствующей защиты от внешних воздействий, а также важность обеспечения эффективного процесса проведения периодической оценки безопасности (PSR) и независимого управления этим процессом. Авария также подчеркнула важность выполнения всесторонней оценки безопасности с использованием взаимодополняющих детерминистических и вероятностных методов для обеспечения полного учета всех возможных факторов безопасности. Особое внимание в оценке безопасности должно быть уделено многоблочным площадкам и учету долговременных мероприятий.

Авария на АЭС «Фукусима-1» также продемонстрировала важность наличия на площадке необходимых ресурсов, предусмотренных для использования при внешних воздействиях и эффектах, связанных с расплавлением активной зоны.

Важным уроком аварии стало обеспечение надлежащей защиты щита управления и кризисного центра от внешних воздействий. Еще одним ключевым уроком является необходимость обеспечения охлаждения и целостности структур бассейна выдержки не в меньшей степени, чем для реактора. Выбор площадки

влияет на последующие проектные решения, в частности на обеспечение надежности и разнообразие источников электроснабжения и охлаждения.

В общем, следует понимать, что невозможно полностью учесть в проекте и эксплуатационных процедурах станции (или любой другой промышленной установки) все особенности каждого внешнего события. Однако надежный проект, основанный на принципе глубокоэшелонированной защиты со значительным запасом надежности, в котором предусмотрены различные способы обеспечения основных функций безопасности, а также детальные планы реагирования эксплуатирующей организации, помогут защититься от непредвиденных событий.

В настоящее время завершены несколько исследований причин аварий и продолжаются более детальные технические исследования, как в Японии, так и в других странах. Ниже, с учетом Положений, рассмотренных в разделе 3, представлены выводы по некоторым наиболее важным вопросам безопасности, поднятым в связи с аварией на АЭС «Фукусима-1».

Внешние экстремальные воздействия

Авария на АЭС «Фукусима-1» подчеркнула необходимость проведения детального анализа внешних экстремальных воздействий в рамках проектирования новых атомных станций, а также при проведении периодической оценки безопасности. Подобно другим аспектам обеспечения безопасности внешние воздействия должны учитываться для всех зон АЭС со значительным скоплением радиоактивных материалов. Авария на АЭС «Фукусима-1» продемонстрировала необходимость учета редких и экстремальных внешних воздействий. Внешние воздействия детально рассмотрены в Положении 6.

Надежность функций безопасности

Уроки аварии на АЭС «Фукусима-1» показали важность правильного применения концепции глубокоэшелонированной защиты, а также необходимость соответствующей защиты станций от редких и экстремальных внешних воздействий.

Ранее детально рассмотрены подходы глубокоэшелонированной защиты, независимость уровней глубокоэшелонированной защиты и события, связанные с множественными отказами.

Отвод остаточного тепловыделения

На атомной станции должны быть приняты меры для обеспечения отвода остаточного тепловыделения для редких и экстремальных внешних воздействий. В данной ситуации должна быть обеспечена защита необходимого электроснабжения. С учетом подходов глубокоэшелонированной защиты, в проекте должна быть предусмотрена потеря доступа к основному конечному поглотителю тепла. Основной и альтернативные способы отвода остаточных

тепловыделений должны действовать независимо в случае возникновения аварийной ситуации.

Обеспечение энергоснабжения

Если функции безопасности АЭС зависят от переменного тока, то, в рамках подуровня 3b принципа глубокоэшелонированной защиты, для предотвращения отказов по общей причине основного аварийного источника электроснабжения должны быть предусмотрены различные аварийные источники переменного тока. Другие действия по повышению надежности электроснабжения АЭС связаны с улучшением обеспечения аварийных генераторов на площадке горюче-смазочными материалами, а также с обеспечением использования мобильных установок энергоснабжения. Должна быть обеспечена соответствующая емкость батарей. Это включает наличие достаточной емкости некоторых критических батарей и может потребовать улучшения возможности их подзарядки.

В проекте должен быть учтен перевод влияющего на безопасность оборудования в безопасное состояние в случае потери энергоснабжения, при этом следует учитывать потенциальные противоречивые требования к этому оборудованию.

Аварии с расплавлением активной зоны

Авария на АЭС «Фукусима-1» подтвердила, что аварии с расплавлением активной зоны должны рассматриваться в проекте АЭС. В проекте должны быть учтены рассмотренные дополнительные средства безопасности для обеспечения целостности защитной оболочки в случае аварии с расплавлением активной зоны. Надежные дополнительные средства безопасности (уровень 4 глубокоэшелонированной защиты), спроектированные для выполнения функций безопасности при постулируемой аварии с расплавлением активной зоны, должны быть независимы насколько практически возможно от систем, конструкций и элементов других уровней глубокоэшелонированной защиты. Необходимо практически исключить аварии с расплавлением активной зоны, приводящие к ранним или сверхнормативным выбросам. Анализ должен охватывать все состояния станции (работа на мощности, перегрузка топлива, остановки, обслуживание и т.д.), а также различных классы исходных событий (внутренние события, пожар сейсмические события,...).

Важные проектные принципы, связанные с аварией на АЭС «Фукусима-1», касаются обеспечения фильтрации в вентиляционной системе защитной оболочки.

В проекте и планах аварийного реагирования должна быть учтена необходимость обращения с большими количествами загрязненной охлаждающей воды и продуктами фильтрованной продувки защитной оболочки.

Бассейн выдержки отработанного топлива

Авария на АЭС «Фукусима-1» также показала необходимость обеспечения надлежащего уровня безопасности и проектирования бассейнов выдержки. Надлежащим образом должны быть учтены единичные исходные события, события с множественными отказами, внутренние воздействия, а также внешние воздействия.

После того как топливо в бассейне перегревается, дальнейшее развитие событий трудно оценить. Таким образом, основным подходом для бассейна выдержки является практическое исключение возможности существенного повреждения топлива вследствие механических, термических или химических эффектов. Для этого необходимо обеспечение целостности бассейнов выдержки и поддержание достаточного уровня воды в бассейнах, также должна быть обеспечена подкритичность топлива. В стратегии практического исключения повреждения топлива может учитываться то, что для перегрева отработанного топлива необходим достаточно продолжительный период времени в случае потери систем нормального охлаждения (за исключением случаев, когда активная зона была недавно перемещена в бассейн выдержки)..

Конструкционная целостность бассейна выдержки должна быть обеспечена в связи с необходимостью поддержания требуемого уровня воды в бассейнах в случае редких и экстремально тяжелых внешних воздействий.

Оценка безопасности

Для постоянного повышения безопасности атомных станций очень важным является выполнение периодической оценки безопасности. В случае если результаты этой оценки указывают на необходимость принятия мер по повышению безопасности, жизненно важно, чтобы эти меры были определены и эффективно применены.

Долгосрочные меры по снижению последствий аварий должны рассматриваться в детерминистическом и вероятностном анализе безопасности. Должно быть уделено внимание их надежности и долговечности.

Для многоблочных площадок анализ безопасности станции должен выполняться в целом для площадки и с учетом взаимного влияния различных блоков. Внешние воздействия, которые могут повлиять на несколько блоков, должны быть определены и включены в анализ.

Аварийная готовность в проекте

Авария на АЭС «Фукусима-1» показала, что события, которые привели к нарушению региональной инфраструктуры и затронувшие несколько блоков на одной площадке, могут иметь существенное негативное влияние на реализацию необходимых мер по управлению аварией.

Должна быть обеспечена доступность, функциональность и живучесть штаб управления и аварийного кризисного центра. Это требует соответствующей

защиты от редких и экстремально тяжелых внешних событий. Для обеспечения необходимой защиты работников в случае аварии с расплавлением активной зоны должны быть предусмотрены надежные и защищенные укрытия. Должен быть обеспечен доступ к местам локального и ручного управления.

Должна быть обеспечена надежность и функциональность внутренней и внешней систем связи на площадке, оборудование измерения выбросов, уровня радиации и метеорологических условий. При этом следует учитывать условия, связанные с редкими и экстремально тяжелыми внешними воздействиями.

Электронный учебно-методический комплекс

Практический раздел

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Перечень тем практических занятий

Минск 2017

2. ПЕРЕЧЕНЬ ТЕМ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ

1. Основные системы безопасности АЭС.
2. Проблемы безопасности в течение жизненного цикла.
3. Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Республики Беларусь
4. Выбор площадки и проектирование АЭС.
5. Методы анализа безопасности. Детерминистический подход к обеспечению безопасности АЭС.
6. Вероятностный анализ безопасности.
7. Управление авариями.

Электронный учебно-методический комплекс

Раздел контроля знаний

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Минск 2017

3. СПИСОК ВОПРОСОВ К ЭКЗАМЕНУ

1. Цели и принципы безопасности.
2. Этапы жизненного цикла и формирование требований безопасности к ним.
3. Ядерная и радиационная безопасность.
4. Фундаментальные принципы безопасности.
5. Основополагающие принципы безопасности.
6. Культура безопасности
7. Концепция глубокоэшелонированной защиты.
8. Физические барьеры, обеспечивающие безопасность АЭС.
9. Уровни ГЭЗ.
10. Организационно-технические принципы.
11. Фундаментальные функции безопасности
12. Принцип единичного отказа.
13. Методы анализа безопасности АЭС.
14. Особенности вероятностного анализа безопасности (ВАБ).
15. Уровни ВАБ.
16. Детерминистический анализ безопасности.
17. Построение деревьев отказов.
18. Выбор площадки и проектирование АЭС.
19. Системы безопасности АЭС.
20. Классификация систем АЭС по влиянию на безопасность.
21. Локализирующие системы безопасности.
22. Защитные системы безопасности.
23. Обеспечивающие системы безопасности.
24. Управляющие системы безопасности.
25. Состав, назначение, конструкция и принцип действия САОЗ ВД.
26. Состав, назначение, конструкция и принцип действия САОЗ НД.
27. Состав, назначение, конструкция и принцип действия ГЕ САОЗ.
28. Состав, назначение, конструкция и принцип действия спринклерной системы.
29. Состав, назначение, конструкция и принцип действия системы аварийного ввода бора.
30. Состав, назначение, конструкция и принцип действия системы АЗ.
31. Состав, назначение, конструкция и принцип действия СПОТ ПГ.
32. Состав, назначение, конструкция и принцип действия системы аварийной питательной воды.
33. Состав, назначение, конструкция и принцип действия СПОТ ГО.
34. Критерии успеха систем безопасности.
35. Принципы упарвления тяжелыми авариями
36. Системы техводы групп А и В АЭС – 2006.

37. Системы вентиляции и кондиционирования на АЭС – 2006.
38. Конструкция и принцип действия ловушки расплава в современных ядерных реакторах.
39. Шкала аварийных ситуаций INES – Международная шкала ядерных событий на АЭС.
40. Основы концепции безопасности проекта АЭС-2006.
41. Обращение и хранение отработавшего топлива и радиоактивных отходов.
42. Авария на АЭС Three Mile Island.
43. ЧАЭС: причины аварии, последствия.
44. Авария на АЭС «Фукусима»: причины, последствия.
45. Статистика аварий на энергетических объектах.
46. Нормативная база обеспечения безопасности в РБ.
47. Роль МАГАТЭ в обеспечении безопасности использования атомной энергии
48. Структура Норм по безопасности.
49. Разработка и пересмотр Норм по безопасности МАГАТЭ.
50. Система управления ядерноэнергетическими объектами.

Электронный учебно-методический комплекс

Вспомогательный раздел

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Минск 2017

Белорусский национальный технический университет

УТВЕРЖДАЮ

Проректор по учебной работе
Белорусского национального
технического университета

 О.К. Гусев

30.02.2017

Регистрационный № УД- 2042-91 /у^т

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Учебная программа учреждения высшего образования

по учебной дисциплине для специальности

1-43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций»

Учебная программа составлена на основе образовательного стандарта ОСВО 1-43 01 08-2013

СОСТАВИТЕЛЬ:

В.А. Романко, старший преподаватель кафедры «Тепловые электрические станции» Белорусского национального технического университета.

РЕЦЕНЗЕНТЫ:

В.А. Седнин, заведующий кафедрой «Промышленная теплоэнергетика и теплотехника» Белорусского национального технического университета, доктор технических наук, профессор;

В.М. Сыропушинский, начальник производственно-технического отдела РУП "Белнипиэнергопром", кандидат технических наук.

РЕКОМЕНДОВАНА К УТВЕРЖДЕНИЮ:

Кафедрой «Тепловые электрические станции» Белорусского национального технического университета
(протокол № 6 от 16 декабря 2016 г.)

Заведующий кафедрой



Н.Б. Карницкий

Методической комиссией энергетического факультета Белорусского национального технического университета
(протокол № 4 от 22 декабря 2016 г.)

Председатель методической комиссии



Е.Г. Пономаренко

Научно-методическим советом Белорусского национального технического университета
(протокол № 1 секции №1 от 20.01. 2017 г.)

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА

Учебная программа «Принципы обеспечения безопасности АЭС» разработана для специальности 1 - 43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций».

Целью изучения учебной дисциплины является ознакомление студентов с принципами обеспечения безопасности атомных электростанций, выработка у студентов навыков соответствующих оценок и использования необходимых методик и подходов, приобщение студентов к культуре безопасности.

Основными задачами преподавания учебной дисциплины являются: изучение студентами основных составляющих проблемы безопасной эксплуатации АЭС, обеспечения качества и культуры безопасности, принципов глубокоэшелонированной защиты, систем безопасности АЭС, проблем безопасности на протяжении жизненного цикла АЭС, нормативных документов в области использования атомной энергии как мировых, так и отечественных, основных методов анализа безопасности: детерминистического подхода и вероятностного анализа безопасности, управления авариями, а также анализ крупнейших аварий на АЭС.

Дисциплина базируется на знаниях, полученных при изучении таких дисциплин как: «Турбины АЭС», «Вспомогательное оборудование АЭС», «Парогенераторы АЭС», «Ядерные энергетические реакторы», «Атомные электрические станции», «Защита от ионизирующих излучений», «Обращение с радиоактивными отходами» и т.д. Знания и умения, полученные студентами при изучении данной дисциплины, необходимы при выполнении дипломного проекта.

В результате освоения дисциплины «Принципы обеспечения безопасности АЭС» студент должен:

знать:

- содержание основной нормативно-технической документации в области использования атомной энергии, регламентирующей вопросы безопасности АЭС;
- фундаментальные принципы безопасности АЭС;
- технические принципы, применяемые при проектировании систем безопасности АЭС;
- основные методы вероятностного анализа безопасности и оценок количественных характеристик надежности и безопасности АЭС;

уметь:

- пользоваться нормативно-технической документацией, проводить анализ соответствия состояния оборудования и систем требованиям этой документации;
- проводить расчетные оценки основных количественных характеристик надежности и безопасности АЭС;

владеть:

- навыками статистического анализа эксплуатационных данных о режимах эксплуатации и отказах оборудования энергоблоков АЭС;
- построения деревьев событий и деревьев отказов при вероятностном анализе безопасности АЭС.

Освоение данной учебной дисциплины обеспечивает формирование следующих компетенций:

- АК-1. Уметь применять базовые научно-теоретические знания для решения теоретических и практических задач.
- АК-4. Уметь работать самостоятельно.
- АК-6. Владеть междисциплинарным подходом при решении проблем.
- АК-7. Иметь навыки, связанные с использованием технических устройств, управлением информацией и работой с компьютером.
- АК-9. Уметь учиться, повышать свою квалификацию в течение всей жизни.
- СЛК-5. Быть способным к критике и самокритике.
- ПК-12. Анализировать данные технологического и теплотехнического режимов работы тепломеханического оборудования, проверять их соответствие действующим нормам, правилам и стандартам, планировать по результатам их анализа оптимальные режимы работы.
- ПК-16. Контролировать соблюдение персоналом правил технической эксплуатации, норм охраны труда, техники электро-, пожаро-, взрывобезопасности при обслуживании паротурбинных энергоустановок атомных электрических станций.
- ПК-17. По результатам срабатывания устройств защиты и автоматики, показаниям контрольно-измерительной системы и состоянию оборудования выявлять причины отказов и аварий, разрабатывать и внедрять меры по их предупреждению.
- ПК-23. Осуществлять научно-обоснованный выбор способов обеспечения ядерной и радиационной безопасности защиты персонала и окружающей среды, анализировать причины и аварийные ситуации, приводящие к ядерным и радиационным авариям.

Согласно учебному плану для очной формы получения высшего образования на изучение учебной дисциплины отведено всего 110 ч., из них аудиторных - 48 часов.

Распределение аудиторных часов по курсам, семестрам и видам занятий приведено в таблице 1.

Таблица 1.

Очная форма получения высшего образования					
Курс	Семестр	Лекции, ч.	Лабораторные занятия, ч.	Практические занятия, ч.	Форма текущей аттестации
5	9	32	-	16	экзамен

СОДЕРЖАНИЕ УЧЕБНОГО МАТЕРИАЛА

Раздел I. ВВЕДЕНИЕ

Тема 1.1. Состояние атомной энергетики в мире

Динамика развития атомной энергетики и факторы, сопровождающие ее развитие. Содержание курса как основы обеспечения безопасности АЭС в рамках общей проблемы обеспечения безопасности использования атомной энергии.

Раздел II. ОСНОВНЫЕ СОСТАВЛЯЮЩИЕ ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Тема 2.1. Основы безопасности АЭС

Субъективное и объективное понятие «безопасности». Возможные определения понятия «Безопасность АЭС». Понятия «ядерная безопасность», «радиационная безопасность», «безопасность АЭС» и другие.

Фундаментальные принципы безопасности. Классификация систем и элементов АЭС.

Тема 2.2. Обеспечение качества и культуры безопасности

Общая система обеспечения качества и обеспечения качества в атомной энергетике. Понятие культура безопасности. Индикаторы культуры безопасности. Системы и программы обеспечения качества, управление ядерными знаниями.

Тема 2.3. Принципы глубокоэшелонированной защиты

Физические барьеры на пути выхода радиоактивных веществ. Сущность принципов глубокоэшелонированной защиты. Уровни глубокоэшелонированной защиты.

Тема 2.4. Основные системы безопасности АЭС

Особенности систем, влияющих на безопасность; систем безопасности, и др. систем, качество функционирования которых определяет уровень безопасности АЭС. Защитные системы безопасности. Локализирующие системы безопасности. Обеспечивающие системы безопасности. Управляющие системы безопасности. Обеспечение естественной безопасности реакторов типа ВВЭР.

Тема 2.5. Проблемы безопасности в течение жизненного цикла

Государственное регулирование при обращении, хранении и транспортировке свежего и отработанного ядерного топлива и РАО. Управление старением.

Раздел III. СИСТЕМА НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Тема 3.1. Международная нормативная документация в области использования атомной энергии

Структура нормативных документов международного агентства (МАГАТЭ). Содержание руководств и рекомендательной нормативной документации, разработанной в агентстве.

Тема 3.2. Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Республики Беларусь

Государственное регулирование в области использования атомной энергии. Законодательная база и роль Правительства. Органы государственного регулирования использования атомной энергии. Эксплуатирующая организация. Регулирующий орган.

Указ Президента Республики Беларусь от 12 ноября 2007 г. № 565 «О некоторых мерах по строительству атомной станции».

Закон Республики Беларусь «Об использовании атомной энергии» №426-З от 30 июля 2008г.

Другие указы президента Республики Беларусь, постановления Совета министров Республики Беларусь.

Основные нормативные документы Республики Беларусь.

Тема 3.3. Структура системы нормативно-правовой документации в области использования атомной энергии в РФ

Нормативно-правовые акты в области использования атомной энергии в РФ.

Нормативные документы Ростехнадзора, нормы и правила, руководства по безопасности, руководящие документы, отраслевые стандарты, правила и нормы в атомной энергетике.

Тема 3.4. Выбор площадки и проектирование АЭС

Понятие площадки АЭС и связанных с ней факторов. Общие критерии выбора площадки АЭС. Критерии выбора площадки АЭС с точки зрения внешних воздействий. Влияние АЭС на окружающую среду.

Раздел IX. АНАЛИЗ И УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ НА АЭС

Тема 4.1. Методы анализа безопасности. Детерминистический подход к обеспечению безопасности АЭС

Сущность детерминистского подхода. Основные определения в рамках детерминистского подхода. Основные критерии и принципы обеспечения безопасности АЭС.

Тема 4.2. Вероятностный анализ безопасности

Предполагаемые и реализуемые цели использования вероятностного анализа безопасности. Уровни вероятностного анализа безопасности.

Тема 4.3. Управление авариями

Типы аварий на АЭС: проектная авария, запроектная авария, максимальная проектная авария, тяжелая авария. Предотвращение аварий. Аварийная готовность. Общие подходы к ликвидации аварий и технические средства управления авариями. Управление запроектными авариями. Управление тяжелыми авариями.

Тема 4.4. Анализ крупнейших аварий на АЭС

Анализ аварий на АЭС «Три Майл Айленд» (США), на 4-ом энергоблоке Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима -1» (Япония).

УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКАЯ КАРТА УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЫ
очная форма получения высшего образования

Номер раздела, темы	Название раздела, темы	Количество аудиторных часов					Количество часов УСР	Форма контроля знаний
		Лекции	Практические занятия	Семинарские занятия	Лабораторные занятия	Иное		
1	2	3	4	5	6	7	8	9
	9 семестр							
1.	Введение							
1.1	Состояние атомной энергетики в мире	2						
2	Основные составляющие проблемы безопасности АЭС							
2.1	Основы безопасности АЭС	2						
2.2	Обеспечение качества и культуры безопасности	2						
2.3	Принципы глубоководной защиты	2						
2.4	Основные системы безопасности АЭС	4	2					устный опрос
2.5	Проблемы безопасности в течение жизненного цикла	2	2					устный опрос
3	Система нормативных документов в области использования атомной энергии							
3.1	Международная нормативная документация в области использования атомной энергии	2						

1	2	3	4	5	6	7	8	9	
3.2	Структура системы нормативно-правовых документов в области использования атомной энергетики Республики Беларусь	4	2					реферат	
3.3	Структура системы нормативно-правовой документации в области использования атомной энергии в РФ	2							
3.4	Выбор площадки и проектирование АЭС	2	2					устный опрос	
4	Анализ и управление авариями на АЭС								
4.1	Методы анализа безопасности. Детерминистический подход к обеспечению безопасности АЭС	2	2					письменный опрос	
4.2	Вероятностный анализ безопасности	2	2					письменный опрос	
4.3	Управление авариями	2	4						
4.4	Анализ крупнейших аварий на АЭС	2						реферат	
	Итого за семестр	32	16	-	-	-	-	экзамен	
	Всего аудиторных часов	48							

ИНФОРМАЦИОННО-МЕТОДИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

Список литературы

Основная литература

1. Выговский, С.Б. Безопасность и задачи инженерной поддержки эксплуатации ядерных энергетических установок с ВВЭР / С.Б. Выговский, Н.О. Рябов, Е.В. Чернов. – Москва: НИЯУ МИФИ, 2013. – 304 с.
2. Ковалевич, О.М. Основы обеспечения безопасности атомных станций/ О.М. Ковалевич. – М.: Изд-во МЭИ, 1999.
3. Волков, Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ. Учебное пособие / Волков Ю.В. – Уч. пособие – Обнинск: Изд. ИАТЭ, 1997.
4. Волков, Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ/ Ю.В. Волков, О.Б. Дугинов, Д.А. Клинов. – Уч. пособие. 2-е изд., доп. и перераб. – Обнинск: Изд. ИАТЭ, 2005.
5. Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учебное пособие / С.Б. Выговский [и др.]. – Москва: НИЯУ МИФИ, 2011. – 376 с.
6. Бахметьев, А.М. Основы безопасности ядерных энергетических установок/ А.М. Бахметьев. – Уч. пособие ННГТУ. – Нижний Новгород: Изд. ННГТУ, 2006.
7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»: НП-001-15. – Москва: Ростехнадзор, 2016. – 74 с.
8. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ АС) = Агульняы палажэнні забеспячэння бяспекі атамных станцый (АПЗ АС): ТКП 170-2009 (02300). – Минск: Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, 2009. – 28 с.

Дополнительная литература

1. Иванов В.А. Эксплуатация АЭС: Учебник для вузов/ В.А. Иванов. – СПб: Энергоатомиздат, Санкт-Петербургское отделение, 1994. – 384с.
2. Бахметьев, А.М. Методы оценки и обеспечения безопасности ЯЭУ/ А.М. Бахметьев, О.Б. Самойлов, Г.Б. Усынин. – М.: Энергоатомиздат, 1988.
3. Сборник нормативных материалов по безопасности АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
4. Клемин, А.И. Надежность ядерных энергетических установок. Основы расчета/ А.И. Клемин. – М.: Энергоатомиздат, 1987.

Средства диагностики результатов учебной деятельности

Оценка уровня знаний студента производится по десятибалльной шкале в соответствии с критериями, утвержденными Министерством образования Республики Беларусь.

Для оценки достижений студента рекомендуется использовать следующий диагностический инструментарий:

- устный и письменный опрос во время практических занятий;
- защита выполненных на практических занятиях индивидуальных заданий;
- защита выполненных в рамках самостоятельной работы индивидуальных заданий;
- выступление студента на занятии по подготовленному реферату;
- сдача экзамена.

Перечень тем практических занятий

8. Рассмотрение нормативных документов Республики Беларусь и России в области использования атомной энергии.
9. Выбор площадки и проектирование АЭС.
10. Вопросы безопасности в течение жизненного цикла АЭС.
11. Детерминистский подход к обеспечению безопасности АЭС.
12. Вероятностный анализ безопасности АЭС. Построение деревьев событий.
13. Анализ надежности систем АЭС. Построение деревьев отказов.
14. Анализ аварийной последовательностей на АЭС.
15. Анализ тяжелых аварий на АЭС.

Перечень контрольных вопросов и заданий для самостоятельной работы студентов

1. Изучение ТКП 170-2009 (ОПБ).
2. Системы и программы обеспечения качества, управление ядерными знаниями.
3. Обеспечение естественной безопасности реакторов типа ВВЭР.
4. Основные нормативные документы Республики Беларусь.
5. Нормативно-правовые акты в области атомной энергетики РФ.
6. Критерии выбора площадки АЭС с точки зрения внешних воздействий.
7. Влияние АЭС на окружающую среду.
8. Основные критерии и принципы обеспечения безопасности АЭС.
9. Общие подходы к ликвидации аварий и технические средства управления авариями.
10. Анализ аварий на АЭС «Три Майл Айленд» (США), на 4-ом энергоблоке Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима -1» (Япония).

Методические рекомендации по организации и выполнению самостоятельной работы студентов

При изучении дисциплины рекомендуется использовать следующие формы самостоятельной работы:

- решение индивидуальных задач в аудитории во время проведения практических занятий под контролем преподавателя в соответствии с расписанием;
- работа с литературой по данной дисциплине;
- подготовка рефератов.