

Лекция 1

Опасность аварии технической системы существует всегда. Разрушение или отказ в работе, вызванные теми или иными причинами, практически неизбежно завершают функционирование любой технической системы.

К сожалению, нередко случаются и катастрофические аварии, которые сопровождаются такими социальными, политическими, финансовыми и юридическими последствиями, которые не могут быть покрыты никакими страховыми выплатами.

Примеры таких аварий хорошо известны. Это катастрофа на 4-ом блоке Чернобыльская АЭС, 1986 г., авария на химическом заводе американской компании «Юнион карбайд», 1984 г., Индия, в которой погибли и пострадали тысячи человек, пожар двух поездов от взрыва газа разрушившихся газопроводов в Уфимской области, 1989 г. Сведения о техногенных катастрофах практически каждый день приносит нам телевидение.

Основные причины аварий на технических объектах

Если говорить об авариях на технических объектах, произошедших по вине людей, а не в результате землетрясения, тайфунов, цунами и т.п., то, как правило, к авариям приводят ошибки следующих трех типов:

1. Технические ошибки, обусловленные:

– *неправильной эксплуатацией*, например: отклонением от штатных режимов работы, эксплуатацией при нагрузках больше допустимых и т.п.;

– *неправильным проектированием*, в результате чего элементы конструкций обладают несущей способностью, недостаточной для заданных нагрузок;

– *неправильным изготовлением*, когда элементы конструкций не соответствуют проекту.

2. **Организационные ошибки**, вызванные тем, что руководитель проекта не предусмотрел организационных мер, для предотвращения технических ошибки по п. 1.

3. **Недостаток квалификации**, связанной с тем, что ответственное лицо не было достаточно хорошо обучено для того, чтобы избежать технических и организационных ошибок.

Как правило, одна из ошибок влечет за собой другую. И зачастую причиной аварии является комплекс допущенных ошибок.

При проектировании любой технической системы разработчик должен:

– предвидеть риск, который может возникнуть даже при рациональном использовании создаваемого объекта;

– использовать данные наук о взаимодействии человека и машины (кибернетики, эргономики), чтобы учесть эффекты, связанные с неправильной эксплуатацией технического объекта, неразумным вмешательством, вандализмом и даже возможным саботажем. При этом следует учитывать знания и опыт обслуживающего персонала. С усложнением технических объектов все возрастающую роль приобретает квалификация обслуживающего персонала. При этом способность персонала правильно эксплуатировать техническую систему имеет столь же важное значение, как и сами рабочие характеристики системы.

Все эти меры служат для обеспечения безопасности и надежности технических объектов и, в частности, ядерно-энергетических установок.

Сроки эксплуатации промышленных и гражданских объектов

По обобщенным мировым данным, приемлемый расчетный (проектный) срок эксплуатации T_3 может иметь для:

объектов промышленности – 30 лет;

объектов гражданского строительства – от 50 до 100 лет;

больниц, школ, памятников искусств, церквей и пр. – от 100 лет и больше.

Ориентировочные меры риска

На основании обобщения мирового опыта анализа рисков имеются следующие ориентировочные меры риска:

неприемлемый риск – 10^{-3} случаев/человек/год;

риск, требующий принятия мер (допустим лишь в крайне тяжелых случаях) – 10^{-4} случаев/человек/год;

риск в автомобильных авариях – $2,8 \cdot 10^{-4}$ случаев/человек/год;

частота естественных случайных событий – 10^{-5} случаев/человек/год;

риск при купании в море – $3,7 \cdot 10^{-5}$ случаев/человек/год;

избежать риска можно, соблюдая правила предосторожности – 10^{-6} случаев/человек/год.

Риск, равный 10^{-6} случаев/человек/год – вероятностный ориентир для проектирования промышленных объектов, для АЭС – не более 10^{-7} случаев/человек/год.

Атомная станция считается безопасной, если:

- радиационное воздействие от нее на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и проектных авариях не приводит к превышению условных значений;
- радиационное воздействие ограничивается до приемлемых значений при тяжелых (запроектных) авариях.

Основные типы используемых энергетических реакторных установок

Реактор ВВЭР-440

Активная зона реактора размещена в цилиндрическом корпусе, изготовленном из высокопрочной стали, и собрана из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС).

Оболочки твэлов изготовлены из циркониевого сплава. В активной зоне установлено 349 ТВС, из них 312 с топливом, остальные – подвижные органы управления.

В каждой рабочей ТВС находится 126 твэлов стержневого типа с сердечником из спеченной в виде таблеток двуокиси урана, обогащенной изотопом U-235.

Замена ТВС производится на остановленном реакторе. Обычно перегрузка выполняется один раз в год в весенне-летний сезон, когда нагрузка энергосистемы минимальна. Ежегодно перегружается одна треть топлива активной зоны. Следовательно, топливо в активной зоне находится в общей сложности три года. Извлечение отработанного топлива из реактора производится под водой специальной перегрузочной машиной с дистанционным управлением.

В АЭС этого типа имеется два контура теплосъема. Первый контур включает в себя реактор, шесть циркуляционных петель, по которым циркулирует теплоноситель – вода. Каждая петля имеет главный циркуляционный насос (ГЦН) и парогенератор (ПГ).

Через входные патрубки реактора вода проходит снизу вверх через активную зону, охлаждая ТВС с твэлами, и через выходные патрубки подается в парогенераторы

Второй контур включает шесть парогенераторов, два турбогенератора, трубопроводы пара и питательной воды.

Электрическая мощность реактора 440 МВт.

Реакторы подобного типа по советским проектам построены в Венгрии, Чехии, Болгарии, Финляндии, ГДР и Украине.

Реактор ВВЭР-1000

Реактор ВВЭР-1000 представляет собой следующее поколение легководных реакторов большой мощности. Электрическая мощность энергоблоков составляет 1000 МВт. Реактор состоит из корпуса. Верхнего блока, внутрикорпусных устройств и активной зоны.

Корпус с верхним блоком представляет собой сосуд под давлением с размещенным в нем внутрикорпусными устройствами и активной зоной. Активную зону реактора охлаждают четыре петли с теплоносителем.

Для предотвращения перегрева топлива в случае обезвоживания активной зоны смонтирована система, позволяющая быстро залить активную зону водным раствором борной кислоты. При этом не только охлаждаемая сама активная зона, но в результате попадания бора прекращается цепная реакция.

Активная зона состоит из 163 ТВС шестигранной формы с твэлами. В 61 ТВС установлены органы регулирования реактора, каждый состоит из 18 поглощающих элементов.

Реактор устанавливается в бетонной шахте, которая служит биологической защитой. Реактор ВВЭР-1000 снабжен прочно-плотной защитной оболочкой.

Реакторы подобного типа построены в Болгарии, Украине и Словакии.

Реактор РБМК-1000

Началом истории развития водо-графитовых канальных энергетических реакторов принято считать пуск первой в мире АЭС в Обнинске, состоявшийся 27 июня 1954г.

Развертывание работ по практическому использованию атомной энергии и выбору конструкции первой в мире АЭС относится к 1948-1949гг.

В конструкции реактора для этой АЭС использован весь опыт, накопленный к тому времени в канальном направлении реакторостроения. В 1958 г, т.е. через четыре года после пуска первой в мире АЭС, была введена в действие первая очередь Сибирской АЭС с водо-графитовым реактором электрической мощностью 100 МВт. Общая мощность Сибирской АЭС после ввода в строй всех ее очередей достигла 600 МВт.

Дальнейшим развитием водо-графитовых канальных реакторов явилось создание большой серии реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500, начавшееся с ввода в строй в 1973г. первого энергоблока Ленинградской АЭС.

За десять лет после пуска первого энергоблока Ленинградской АЭС было сооружено еще 12 энергоблоков с реакторами РБМК-1000, в том числе на Курской, Чернобыльской и Смоленской АЭС.

К апрелю 1986 г. электроэнергию вырабатывали уже 14 энергоблоков с РБМК (кроме реакторов упомянутых АЭС были пущены блоки на Игналинской АЭС РБМК-1500 в Литве).

Реактор БН-600

С 1949 г. ведется многоплановая исследовательская работа по созданию реакторов на быстрых нейтронах. Именно тогда А.И.Лейпунским была высказана идея о расширенном воспроизводстве ядерного горючего.

Главная особенность реакторов на быстрых нейтронах состоит в том, что они открывают возможность использования не делящихся в реакторах на тепловых нейтронах изотопов тяжелых элементов. В топливный цикл могут быть вовлечены запасы U-238 и Th-232, которых в природе значительно больше, чем U-235 - основного горючего для реакторов на тепловых нейтронах. В том числе может быть использован и так называемый "отвальный уран", оставшийся после обогащения ядерного горючего U-235.

Реакторы на быстрых нейтронах дают реальную возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего. Это значит, что например, на 100 разделившихся ядер горючего в реакторах на быстрых нейтронах образуется примерно 120-140 новых ядер, способных к делению.

Активные зоны реакторов на быстрых нейтронах (БН) весьма существенно отличаются от активных зон реакторов на тепловых нейтронах.

Экономически необходимая средняя глубина выгорания уран-плутониевого топлива в БН должна составлять 100-150 МВт*сут/кг, т.е. она должна быть в 2,5-3 раза выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, что обусловлено высокой стоимостью топлива БН. Для достижения указанной глубины выгорания требуется высокая радиационная стойкость ТВЭЛ и ТВС БН, необходимая стабильность геометрических параметров, сохранение герметичности и пластичности оболочек ТВЭЛ, их совместимость с продуктами деления и устойчивость к коррозионному воздействию теплоносителя и т.п.

Активная зона БН окружена в радиальном и осевом направлениях зонами воспроизводства (экранами), заполненными воспроизводящим материалом - обедненным ураном, содержащим 99,7-99,8 % U-238.

Главная же особенность использования уран-плутониевого топлива в БН состоит в том, что в его активной зоне процесс деления ядер быстрыми нейтронами сопровождается большим выходом (на 20-27%) вторичных нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это создает основную предпосылку для получения высокого значения коэффициента воспроизводства и обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного топлива в реакторах-размножителях.

Международная шкала ядерных событий

Для оценки ядерных инцидентов и событий на атомных станциях применяют специальную Международную шкалу ядерных событий (INES – International Nuclear Event Scale). Ее применяют также в отношении не только АЭС, но и всех других ядерных установок и объектов, связанных с гражданской ядерной промышленностью, а также к любым событиям, происходящим при транспортировке радиоактивных материалов.

В соответствии со шкалой INES все события разделены на семь уровней.

События нижних уровней (с первого по третий) называются инцидентами (происшествиями), а верхнего уровня – авариями.

События, несущественные с точки зрения безопасности, относят к нулевому уровню (ниже шкалы) и называют отклонениями.

Если событие совсем не связано с безопасностью, то его определяют, как событие совсем не связанное с безопасностью, то его определяют как событие вне шкалы.

Критерии оценки безопасности представлены в следующей таблице:

Название события по шкале INES	Критерии оценки безопасности		
	Деградация защиты в глубину	Последствия на площадке АЭС	Последствия вне площадки АЭС.
События вне шкалы	Нет связи со шкалой событий		
0 - событие с отклонением ниже шкалы	Отсутствует значимость с точки зрения безопасности		
1 – аномальная ситуация	Аномальная ситуация, выходящая за пределы допустимого при эксплуатации		
2 – инцидент	Инцидент с серьезными отказами в средствах обеспечения безопасности	Значительное распространение радиоактивности; выше пределов допустимого.	
3 – серьезный инцидент	Практически авария: все уровни и барьеры безопасности отсутствуют	Серьезное распространение радиоактивности; облучение персонала с серьезными последствиями.	Пренебрежимо малый выброс: облучение население ниже допустимого предела.
4- авария без значительного риска для окружающей среды		Серьезное повреждение активной зоны и физических барьеров; облучение персонала с летальным исходом.	Минимальный выброс: облучение населения в допустимых пределах.
5 – авария с риском для окружающей среды		Тяжелое повреждение активной зоны и физических барьеров.	Ограниченный выброс: требуется применение плановых мероприятий по восстановлению.
6 – серьезная авария			Значительный выброс: требуется полномасштабное применение мероприятий по восстановлению
7 – тяжелая авария			Сильный выброс: тяжелые последствия для здоровья населения и окружающей среды.

Исходя из того, что вероятность тяжелой аварии на ЯЭУ, по-видимому, никогда не может быть сведена до нуля, должны быть приняты меры, гарантирующие, что последствия любой радиационно-опасной аварии будут ограниченными.

Меры и принципы обеспечения безопасности при проектировании и строительстве ЯЭУ

При проектировании и строительстве ЯЭУ их безопасность обеспечивается в основном реализацией следующих **мер и принципов**:

1. **Построением многоэшелонной защиты** от выхода в помещение в атомной электростанции (АЭС) и за ее пределы потенциально опасных радиоактивных веществ, содержащихся в ядерном топливе, с использованием проектных решений, сводящих к приемлемому минимуму риск разрушения защитных барьеров.

2. **Высоким качеством, всесторонней обоснованностью конструкции** реакторной установки, проектов систем, важных для безопасности всей АЭС в целом, тщательным исследованием всех происходящих в ней процессов.

3. **Высоким качеством изготовления, монтажа, ремонта** оборудования; высококачественное исполнение оборудования АЭС – узловой вопрос безопасности.

4. **Применение надежных систем предотвращения и подавления аварийных процессов**, оснащением АЭС системами безопасности – системами, предназначенными для предупреждения аварий и ограничения их последствий.

5. **Квалифицированной эксплуатацией АЭС** в соответствии с нормативно-технической документацией, инструкциями и строгим соблюдением регламента: обеспечением в целом принципа «культуры безопасности».

6. Принятием мер по **устойчивости к внешним воздействиям** и ситуациям, связанным с «человеческим фактором».

7. Поддержанием **безотказности оборудования** важных для безопасности систем с помощью технического обслуживания, проверок и освидетельствования с использованием эффективных средств контроля и диагностики.

8. **Выбором благоприятной площадки расположения АЭС** и необходимой санитарно-защитной зоны.

Основное требование **концепции безопасности** – исключение катастрофических повреждений АЭС – реализуется созданием последовательных уровней безопасности («защиты в глубину»).

Барьеры безопасности АЭС

Безопасность АЭС будет обеспечена **реализацией принципа глубоко эшелонированной защиты**, основанной на применении систем и барьеров на пути возможного выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности.

Первым барьером является топливная матрица, т.е. само топливо, находясь в твердом виде, имея определенную форму, препятствует распространению продуктов деления.

Вторым барьером является оболочка тепловыделяющих элементов — герметичные стенки трубок из циркониевого сплава, в которые заключены топливные таблетки.

Третьим барьером служат герметичные стенки оборудования и трубопроводов первого контура, в котором циркулирует теплоноситель.

При нарушении целостности первых трех барьеров безопасности продукты деления будут задержаны **четвертым барьером** — системой локализации аварии.

Система локализации аварии включает в себя герметичные ограждения — защитную оболочку (гермооболочку) и спринклерную систему.

Защитная оболочка представляет собой строительную конструкцию с необходимым набором герметичного оборудования для транспортировки грузов при ремонте и прохода через оболочку трубопроводов, электрокабелей и людей (люки, шлюзы, герметичные проходки труб и кабелей и т.д.).

Оборудование реакторной установки, содержащее радиоактивные элементы, размещено в герметичной защитной оболочке. Защитная оболочка предназначена для предотвращения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду при различных сценариях как проектных, так и запроектных аварий.

Герметичная оболочка реакторного отделения выполнена из предварительно напряженного железобетона с внутренней облицовкой металлом, что позволяет выдерживать такие виды экстремальных внешних воздействий как максимальное расчетное землетрясение (МРЗ) интенсивностью 7 баллов, смерчи, ураганы, воздушные ударные волны.

Для повышения устойчивости в условиях сейсмического воздействия обстройка и гермооболочка опираются на сплошную фундаментную плиту.

Для наблюдения за напряженно-деформационным состоянием защитной оболочки предусмотрена контрольно-измерительная аппаратура.

Внутри гермооболочки расположено все оборудование и трубопроводы первого контура, а также ряд вспомогательных систем первого контура, которые содержат в себе радиоактивный теплоноситель.

Защитная оболочка рассчитана на давление, которое может возникнуть внутри нее при разрыве трубопровода первого контура максимального диаметра.

В процессе эксплуатации ведется **постоянный контроль параметров среды в гермооболочке** (давления, температуры, активности).

Спринклерная система разбрызгивает холодную воду внутри гермооболочки, конденсирует образующийся при течах первого контура пар и тем самым снижает давление и температуру в оболочке.

Спринклерная система используется также для организации связывания йода, содержащегося в паре и воздухе герметичных помещений, для этого на всос спринклерных насосов добавляется специальный раствор с метаборатом калия. Система состоит из 3-х независимых каналов подачи спринклерного раствора под оболочку, каждый из которых состоит из спринклерного насоса, водоструйного насоса, бака химреагентов, арматуры и трубопроводов.

Для обеспечения безопасности и в соответствии с нормативными документами системы безопасности выполнены многоканальными. Каждый такой канал:

- во-первых, независим от других каналов и выход из строя любого из этих каналов не оказывает влияния на работу остальных;
- во-вторых, каждый канал рассчитан на ликвидацию максимальной проектной аварии без помощи других каналов;
- в-третьих, в каждый канал входят системы, основанные на использовании наряду с активными принципами и пассивных принципов подачи раствора борной кислоты в активную зону реактора, не требующие участия автоматики и использования электроэнергии;
- в-четвертых, элементы каждого канала периодически опробуются для поддержания высокой надежности. В случае обнаружения дефектов, приводящих к выходу любого одного канала из строя, реакторная установка расхолаживается;
- в-пятых, надежность работы оборудования каналов систем безопасности обеспечивается тем, что все оборудование и трубопроводы этих систем разработаны по специальным нормам и правилам, с повышенным качеством и контролем при изготовлении.

Все оборудование и трубопроводы систем безопасности рассчитаны на работу при максимальном для данной местности землетрясении.

Каждый из каналов по своей производительности, быстродействию и прочим факторам достаточен для обеспечения радиационной и ядерной безопасности атомной станции в любом из режимов ее работы, включая режим максимальной проектной аварии. Независимость трех каналов системы достигается за счет:

- полного разделения каналов по месту расположения в технологической части;
- полного разделения каналов систем безопасности в части электроснабжения автоматизированных систем управления технологическим процессом и др. обеспечивающих систем.