



Ядерная энергетика: Вопросы и ответы

Международная группа ведущих экспертов исследует
безопасность АЭС

В 1988 г. Урановый институт – базирующаяся в Лондоне международная ассоциация промышленных предприятий ядерной отрасли – опубликовал доклад „Безопасность атомных электростанций*“. На основе оценки международной группы ведущих экспертов из восьми стран в докладе дается рассчитанное на неспециалистов квалифицированное объяснение основных принципов безопасности реакторов, их применения и связанных с этим вопросов**. Ниже следующие вопросы и ответы отобраны из этого доклада; они касаются только части проблем, подробно рассматриваемых в докладе.

1. Какова степень согласия разных стран в отношении норм ядерной безопасности?

Нормы ядерной безопасности устанавливаются в целях защиты населения и персонала от потенциальной опасности в результате эксплуатации АЭС. При отсутствии принципиальных различий в международном плане применение норм ядерной безопасности отличается в деталях, обусловленных спецификой национального законодательства и регулирования.

Начиная с 1978 г., МАГАТЭ выпустило около 60 сводов положений и руководств по безопасности в рамках осуществления Программы разработки норм безопасности АЭС (ПРНБ АЭС). Эти публикации базируются на опыте и практике разных стран и

перед выходом в свет подлежат одобрению Совета управляющих МАГАТЭ.

Пять сводов положений охватывают:

- правительственную структуру организации регулирования АЭС.
- соображения безопасности при выборе площадки для размещения АЭС
- учет безопасности при проектировании АЭС
- безопасность эксплуатации АЭС.
- гарантию стандартов качества при обеспечении безопасности АЭС.

В наставлениях по безопасности описываются методы применения на практике различных разделов соответствующих руководств*.

В каждой стране имеются собственные законы и правила для защиты населения и персонала ядерных установок от действия радиации при нормальной эксплуатации. Эти законы и правила имеют определенные различия в разных странах, однако все они в широком смысле совместимы с рекомендациями Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) по приемлемым нормам радиационного облучения, изложенным в документе МКРЗ № 26 (1977 г.).

2. Имеются ли отличия в процедурах выдачи лицензий в разных странах и допускаются ли различные уровни безопасности при лицензировании?

Анализ систем лицензирования и порядка инспекций по ядерной безопасности в ряде стран показывает широкую общность в подходах. В каждой стране созданы правительственные органы, на которые возложена ответственность за атомную

*Дополнительную информацию о докладе можно получить по адресу: Урановый институт, Bowater Houser House, 68 Knightsbridge, Лондон SW1X 7LT, Великобритания.

**Доклад отражает мнение группы экспертов об уровне безопасности, достигнутом в расположенных на Западе АЭС, с которыми эксперты непосредственно знакомы. Хотя многие из положений доклада могли бы быть применены и к реакторам в других странах, в докладе о них речь не идет за исключением конкретных упоминаний.

* См. например, „Основные принципы безопасности при проектировании АЭС“, Руководства по безопасности, № 50-SG-D11, Серия по безопасности, МАГАТЭ, Вена, 1986 г.

энергию и за защиту населения от ионизирующей радиации.

До начала строительства АЭС применяется комплекс процедур для обеспечения разработки доброкачественного и тщательно продуманного проекта и выбора соответствующей площадки. До начала осуществления проекта требуется представить отчет о безопасности его реализации. Заявка о выдаче лицензии рассматривается во всех деталях в аппарате министерства, а также консультативными группами независимых экспертов, собранных для этой цели.

В каждой стране есть орган по лицензированию и регулированию, который контролирует строительство АЭС и изготовление ее компонентов с целью убедиться в отсутствии нарушений норм безопасности в результате отступления от стандартов качества. Требуется соблюдение очень строгих стандартов, причем для ряда специальных ядерных или связанных с безопасностью компонентов установлены более жесткие требования, чем это практикуется в других отраслях промышленности. В особенности это касается правил и инструкций по проектированию и изготовлению компонентов под давлением для применения в ядерных установках, где достигнут высокий уровень международного стандартизации. После окончания строительства АЭС должна пройти пусковые испытания, прежде чем будет дана лицензия на эксплуатацию. Перед допуском в эксплуатацию операторы установки должны выполнить требования по профессиональной подготовке. В каждой стране есть орган, ответственный за направление инспекторов, которые на месте контролируют соблюдение правил эксплуатации АЭС.

Таким образом наиболее важная часть обеспечения безопасной эксплуатации АЭС универсальна: это система тщательного контроля и наблюдения за всеми стадиями строительства, пуска и эксплуатации.

3. Безопаснее ли использование охладителей под давлением? Возможно ли разрушение корпуса под давлением?

Использование охладителя под давлением безопасно, если корпус правильно спроектирован. В технологии таких проектов нет ничего необычного или нового: она значительно старше ядерной энергетики.

Во всех реакторах с газовым или водяным охлаждением охладитель должен подвергаться давлению, превышающему атмосферное, с целью эффективного охлаждения активной зоны при большом выделении энергии и высоких температурах, позволяющих производить пар, пригодный для надлежющего режима работы паровой турбины. Первичное рабочее давление составляет от 20 бар в реакторах с газовым охлаждением и корпусами из стали и до 160 бар в реакторах с водой под давлением (PWR).

Корпус реактора под давлением, парогенераторы, основные насосы, подающие охладитель, компенсатор давления и соединительные трубопроводы формируют первый контур в PWR. В большинстве реакторов на кипящей воде (BWR) и реакторов с газовым охлаждением сам корпус реактора представляет собой единственный компонент, выдержи-

вающий давление. Поэтому главной целью технологии по обеспечению безопасности реактора является отсутствие повреждения этого компонента или его разрушения под действием рабочего давления.

Целостность стального корпуса под давлением зависит, главным образом, от трех параметров:

- силы давления на стенки корпуса
- прочности материала
- размера трещин и других дефектов материала.

Если сила давления на стенки достаточно мала, прочность материала достаточно высока, а трещины невелики по размеру, то можно гарантировать, что корпус под давлением будет работать безотказно. Далее, пока сила давления и прочность находятся в пределах определенного диапазона, то даже растущая трещина или щель не приведет к быстрому разрушению или взрыву корпуса, так как возникновение небольшой утечки вызовет снижение давления задолго до того, как это случится.

При сохранении этих параметров целостности в пределах определенного диапазона в период изготовления корпуса, а также строительства и срока эксплуатации АЭС любые значительные нарушения в первичном контуре давления можно считать фактически исключенными.

4. Как проектируется и изготавливается безопасный корпус под давлением?

Путем соблюдения традиционных инженерных стандартов, дополненных соответствующими анализами и испытаниями характеристик материала.

При проектировании корпуса реактора под давлением или любого другого компонента первого контура главные усилия направляются на то, чтобы удерживать на низком уровне силы давления на стенки корпуса и избегать концентрации этих сил*. Принимаются специальные меры для защиты корпуса от термальных напряжений, вызванных тепловыми ударами или аномальными температурными изменениями. Для дополнительной проверки точности расчетов проводится рассмотрение проекта независимыми экспертами. Кроме того, идут регулярные замеры давления в критических точках во время испытания компонентов.

В последние годы теоретический анализ и реальные факты подтвердили наличие статических и динамических давлений и напряжений (деформаций) в толстостенных стальных корпусах, при этом накоплен богатый опыт их эксплуатации. Поэтому стало возможным при проектировании корпусов реакторов под давлением достаточно уверенно учитывать все многообразие давлений и напряжений при нормальных и аномальных условиях. Это позволяет говорить о большом резерве безопасности от аварии в результате перенапряжения корпуса реактора.

Материал корпуса должен оставаться достаточно прочным в пределах всего диапазона температур и под действием облучения во время работы реактора. Это требует выбора подходящего основного материала и специальных знаний и опыта в области таких тонких технологий, какковка, сварка

* Концентрация сил давления обычно вызывается резкими изменениями структуры, например, пробоинами, при этом давление может быть в несколько раз выше, чем в обычных рабочих условиях.

и тепловая обработка. Все процедуры по изготовлению корпусов строго регламентированы и контролируются по каждой операции. После каждого этапа работы для испытаний берется много образцов с различных точек на поверхности и в глубине материала для подтверждения однородности его характеристик и их соответствия нормативам.

5. Как можно избежать непредвиденного охрупчивания стали?

Поведение материала каждого реактора под облучением тщательно контролируется во время работы АЭС, хотя уже накоплен огромный международный опыт использования в условиях облучения нескольких стандартных марок стали. Чтобы знать заблаговременно, насколько сократится прочность материалов корпуса реактора под давлением в результате нейтронного облучения, образцы основного и сварочного материала облучаются более плотным потоком нейтронов, чем будущая стенка корпуса. Деструктивный анализ этих образцов позволяет предсказать поведение реакторного корпуса в условиях облучения в течение всего его срока службы и гарантировать достаточную прочность материала в соответствии с проектными нормативами и требованиями. Поэтому в разумных пределах можно исключить в качестве возможной причины поломки корпуса вероятность появления неизвестных свойств материалов и их непредсказуемых изменений в течение срока службы реакторного компонента под давлением.

6. Можно ли добиться полного отсутствия трещин при изготовлении корпуса под давлением?

Вероятно, нет, однако значение присутствия щелей и трещин в реакторных компонентах под давлением следует рассматривать с точки зрения реальной перспективы, дабы не переоценить результаты их присутствия. Существует определенный критический размер таких трещин. Небольшие трещины не имеют значения. Более крупные необнаруженные трещины могут вызвать разрушение стенки корпуса при определенных условиях эксплуатации.

Заводские трещины без труда поддаются обнаружению и оценке в процессе изготовления компонента. Поэтому только те дефекты следует учитывать, которые возникают и растут в ходе рабочего цикла. (Установлен определенный лимит на количество рабочих циклов в течение срока службы АЭС). Однако, трещина, не обнаруженная при изготовлении, должна вырасти до критического размера очень быстро, чтобы вызвать неполадки до своего обнаружения. Использование современных неразрушающих методов испытаний позволяет обнаружить трещины в пятьдесят раз меньше критического размера в толстостенных корпусах под давлением. Это обеспечивает большой резерв безопасности.

Широкомасштабные технические исследования позволяют сделать вывод, что трещины промежуточных размеров, в интервале между поддающимися обнаружению и критическим размером, вызовут течь в корпусе, давая возможность обнаружить растущую

щель задолго до достижения ею критического размера. Постоянные рабочие проверки с целью обнаружения трещин и растущих щелей служат дополнительной гарантией в сочетании с возможностью визуального наблюдения за течью.

Даже при полном отсутствии периодических инспекций существует возможность исключить появление трещин и щелей критического размера в рабочих условиях путем холодных гидропрессовых испытаний до начала эксплуатации и периодического их повторения. Критический размер щели при таких испытаниях составляет лишь половину критического размера в условиях эксплуатации. Поэтому поломка корпуса, имеющего заметную трещину или щель, произойдет во время холодных испытаний, а не в высокотемпературных эксплуатационных условиях.

Появления небольших трещин и дефектов можно ожидать поблизости от сварочных швов. Для сокращения количества и длины швов, а также для уменьшения напряжения в них современные корпуса высокого давления делаются из бесшовных кованых колец, которые свариваются только по окружности для образования готового корпуса.

Тщательные и очень детальные анализы без разрушения компонентов первичного контура давления проводятся в заводских условиях и в ходе регулярных испытаний в период эксплуатации. Большинство этих испытаний проводятся с применением ультразвуковых детекторов, которые управляются автоматически или вручную при наличии или отсутствии автоматики для интерпретации сигнала. Целью испытаний является сведение к минимуму фактора невнимательности со стороны персонала. Результаты испытаний документируются, чтобы дать возможность повторения испытаний и их интерпретации путем независимого анализа, не полагаясь на суждение одного инспектора.

Поскольку рост щелей в результате коррозии или усталости металла происходит лишь со скоростью порядка одной десятой миллиметра в год, щели любого размера будут обнаружены задолго до достижения ими критической величины в эксплуатационных условиях. Возможность же роста необнаруженных щелей в холодных условиях можно с разумной степенью уверенности исключить.

7. Можно ли исключить возможность поломки корпуса под давлением?

Целостность реакторного корпуса и труб может быть обеспечена несколькими независимыми путями до такой степени, что безопасность контура циркулирования жидкости под давлением можно считать его неотъемлемой частью. Это достигается благодаря:

- тщательному составлению проекта и применению полного комплекса апробированных методов анализа сопротивляемости материала под действием давления
- надежной защите от чрезмерного давления
- использованию высокопрочных материалов
- ограничению радиационного охрупчивания
- сокращению трещиноватости путем применения соответствующих неразрушающих методов испытаний в процессе изготовления и в ходе эксплуатации корпусов.

РАЗЛИЧНЫЕ ТИПЫ РЕАКТОРОВ

Во всех ядерных реакторах используется тепло, выделяемое в результате цепной реакции, для образования водяного пара, который в свою очередь применяется для тех же целей, что и в угольных, нефтяных или газовых электростанциях: он вращает турбину, заряжающую генератор, производящий электроэнергию. Цепная реакция деления ядер атомов производит энергию внутри реакторного топлива. Каждый распад расщепляет атом на новые атомы — продукты распада, производя тепловую энергию, а также выталкивает из своих ядер нейтроны, которые вызывают дальнейшие распады других атомов. В тепловых реакторах используются замедлители для замедления быстрых нейтронов, выделенных в результате расщепления, так чтобы они были легче захвачены расщепляющимися атомами урана-235. В качестве замедлителя часто используется обычная вода, а также графит и дейтерий, изотоп водорода, применяемый в виде окиси дейтерия — тяжелой воды. (Обычная вода в основном состоит из окиси водорода и содержит небольшой процент тяжелой воды). Тепло удаляется из активной зоны реактора с помощью охладителя, который прямо или косвенно производит пар, вращающий турбину, а также препятствует перегреву активной зоны реактора. Материалы, поглощающие нейтроны, такие как бор и кадмий, применяются в стальных стержнях управления, которые могут перемещаться внутрь и из отверстий в активной зоне реактора для точного контроля скорости протекания реакции. Каждый проект реактора имеет собственные характеристики, связанные с безопасностью, которые определяют характер присущих данному типу реактора систем безопасности, однако одни и те же принципы безопасности применимы ко всем типам.

Охлаждение активной зоны реактора водой под давлением или кипящей водой позволяет достигать высокой плотности энергии в активной зоне, так что при слегка обогащенном топливе в небольших корпусах реакторов можно получить энергию большой мощности. Однако необходимо иметь высокое давление в первом контуре охлаждения для достижения необходимого давления и температуры пара для эффективной работы турбины. Поэтому для безопасности охлаждаемых водой реакторов важна целостность первого контура давления.

В реакторе с водой под давлением (PWR) первый контур охлаждения и второй контур с подпитывающей водой и паром отделены друг от друга. Поэтому пар, поступающий в турбину, не является радиоактивным, и паровая турбина работает как на обычной электростанции.

Реакторы с водой под давлением могут использовать естественный (необогащенный) уран, в этом случае необходимы большой объем активной зоны и тяжелая вода в качестве замедлителя и первичного охладителя. Реакторы с тяжелой водой под давлением подразделяются на корпусные реакторы, подобные обычным PWR, но большие по размеру (этот реактор обычно называют PHWR), и на реакторы типа КАНДУ с индивидуальными каналами охлаждения, которые формируют первый контур под давлением в активной зоне.

В кипящем реакторе (BWR) охлаждающая вода испаряется в самой активной зоне и образовавшийся там пар непосредственно используется в турбогенераторе. Давление здесь ниже, чем в PWR. Однако в реакторах этого типа необходимо принятие некоторых мер предосторожности из-за небольшого радиоактивного загрязнения паровой

Тип реактора	Топливо	Замедлитель	Охладитель и примерное давление в барах (нормальное атмосферное давление — около 1 бара)	Производство пара
PWR	двуокись урана (прибл. 3,2% U-235)	обычная вода	обычная вода под давлением (160 бар)	отдельный контур
КАНДУ	необогащенная двуокись урана (0,7% U-235)	тяжелая вода	тяжелая вода, подаваемая под давлением (90 бар)	отдельный контур
BWR	двуокись урана (2,6% U-235)	обычная вода	обычная вода под давлением, которая кипит и непосредственно превращается в пар (70 бар)	
Магнокс	естественный уран (0,7% U-235)	графит	двуокись углерода (20 бар)	отдельный контур
AGR	двуокись урана (2,3% U-235)	графит	двуокись углерода (40 бар)	отдельный контур
РБМК	двуокись урана (2,0% U-235; в 1988 г. заменяется на 2,4%)	графит	обычная вода под давлением, которая кипит и непосредственно превращается в пар (70 бар)	

турбины, хотя это не является серьезным препятствием для эксплуатации и ремонта.

Реакторы типа Магнокс используют в качестве топлива естественный уран. Они охлаждаются газобразной двуокисью углерода при среднем давлении и могут давать пар с высокой тепловой эффективностью. Имеют большую активную зону с низкой плотностью энергии, поэтому корпуса под давлением, выполняющие также функцию внешней защиты, также имеют большие размеры. В ранних реакторах Магнокс корпуса под давлением делались из стали, которая окружала активную зону, в более поздних вариантах корпуса изготавливаются из напряженного бетона и используются теплообменники).

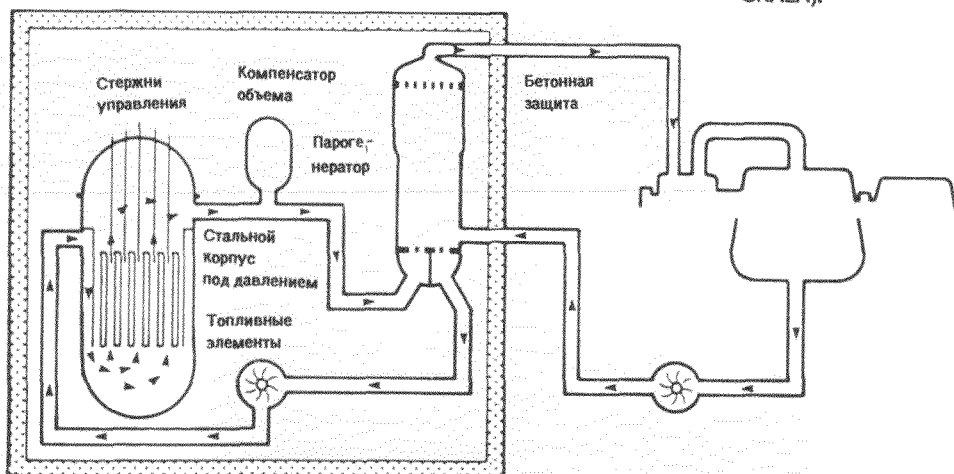
В усовершенствованных реакторах с газовым охлаждением в качестве топлива применяется слегка обогащенная окись урана. Они охлаждаются двуокисью углерода под более высоким давлением, чем реакторы Магнокс, и имеют улучшенную систему теплопередачи. Более высокая плотность энергии в активной зоне позволяет им иметь меньшие размеры и более высокую мощность. Высоконадежные корпуса под давлением из напряженного бетона служат также в качестве внешней защиты.

Советский реактор типа РБМК-1000 — кипящий реактор с графитовым замедлителем и трубчатыми каналами охлаждения под давлением — представляет собой гибрид нескольких систем. Его главное преимущество заключается в отсутствии необходимости иметь большие тяжелые корпуса под давлением, как в

PWR или BWR, или сложные замедлители в виде барабанов, как у КАНДУ, и в то же время беспрепятственно наращивать мощность при низком уровне обогащения. Чтобы избежать необходимости использовать тяжелую воду, в качестве замедлителя применяется графит.

Для каждого типа реактора имеет значение не безопасность отдельных изолированных компонентов, но безопасность всех элементов системы в их совокупности, хотя каждый элемент требует своих мер безопасности. Низкая плотность активной зоны означает, что температура растет медленно; более высокая плотность требует более эффективного теплосъема. Частичная потеря давления не так критична для газового охлаждения, поскольку не может произойти внезапный переход из жидкой в газовую фазу. Разные замедлители обладают различной скоростью поглощения тепла. Разные типы реакторов обладают различными коэффициентами реактивности (коэффициент реактивности выражается в полном изменении реактивности в ответ на действие всех влияющих на него факторов). Большинство типов реакторов имеют отрицательный быстродействующий коэффициент реактивности, означающий, что рост мощности сам себя ограничивает; положительный коэффициент реактивности требует быстрого реагирования посредством применения регулирующих стержней. Внешняя защита не обязательно должна иметь какую-либо определенную форму, необходимо лишь, чтобы она была достаточно эффективной для выполнения своей основной функции предотвращения выбросов радиоактивности.

В конце 1987 г. больше половины (225) из 417 действующих в мире ядерных реакторов принадлежали к типу реакторов с водой под давлением (PWR), схема работы которых изображена выше (Фото: UKAEA).



Эти меры дополняются:

- холодными гидропрессовыми испытаниями и
- обнаружением утечек.

Все это обеспечивает целостность реакторного корпуса и контуров под давлением при всех нормальных и аномальных эксплуатационных условиях, которые можно себе представить.

8. Каким образом можно избежать ошибок оператора?

Большая доля всех аварий вызывается не поломкой оборудования, а человеческими ошибками, некомпетентностью и халатностью в сочетании с отсутствием должного внимания к человеческому фактору на стадиях эксплуатации и проектирования. Это относится практически ко всем видам человеческой деятельности с использованием машин и технических средств, будь то дорожное движение и другие виды транспорта, фабрики и производственные линии или даже работа дома и досуг.

Авария на АЭС „Три Майл Айленд“ в 1979 г. и Чернобыльская катастрофа в 1986 г. были вызваны главным образом человеческими ошибками и неправильной эксплуатацией. Дефекты проекта были ключевым фактором в Чернобыльской аварии, поскольку расчет делался на то, что операторы не совершат некоторых специфических ошибок.

Ошибки, некомпетентность и небрежность играли заметную роль в других, меньших по масштабам ядерных авариях; например, некоторые незапланированные перепады (изменения в выходной мощности реактора) могли бы быть стабилизированы раньше, чем это было сделано, если бы операторы быстро приняли правильные меры или в проекте было предусмотрено предотвращение неправильных действий. Безопасность эксплуатации и эффективность мер по смягчению последствий аварий должны быть гарантированы несмотря на человеческие несовершенства.

Профессиональный опыт, подготовка и переподготовка операторов АЭС находятся, по крайней мере, на таком же высоком уровне, как у пилотов хорошо управляемых авиалиний. Хотя АЭС сложны в эксплуатации, у операторов есть преимущества перед пилотами: они располагают обычно большим запасом времени на реакцию, и потенциально опасный всплеск активности может быть в любой момент взят под контроль сбросом защитных стержней, тогда как самолет не может приземлиться в любое время по желанию пилота.

С целью исключения человеческих ошибок при эксплуатации работа реактора и изменения его мощности в основном производятся с помощью автоматики. Главная функция операторов заключается в том, чтобы наблюдать и корректировать автоматические системы управления и руководить рабочим процессом в соответствии со строгими правилами и инструкциями по эксплуатации. В ответ на „нажатие не той кнопки“ вступают в действие автоматические контрольные системы, когда этого требуют интересы безопасности. Важные рабочие характеристики и все случаи задействования контрольных механизмов постоянно фиксируются записывающими устройствами и процессорами, связанными с автоматическими системами аварийного оповещения. Худ-

шее, что может случиться после неправильных действий операторов, — это автоматическое снижение мощности или даже остановка станции; это может быть связано с различными неудобствами, но зато полностью безопасно.

Однако человеческие некомпетентность, ошибки и халатность во время непредвиденных переходных режимов могут привести к гораздо более серьезным последствиям, чем просто издержки из-за потери мощности. Хотя такие переходные режимы обычно не развиваются внезапно, а занимают несколько минут, операторам необходимо располагать определенным временем для анализа ситуации, идентификации инцидента и принятия решения о принятии соответствующих мер. В это время они будут в определенной степени находиться в стрессовом состоянии. Поэтому меры, необходимые для немедленного овладения неожиданной ситуацией и для уменьшения последствий её возникновения, не должны зависеть от способности оператора действовать быстро и правильно.

Для того, чтобы исключить развитие аварийной ситуации и гарантировать выполнение фундаментальных требований безопасности, системы обеспечения безопасности задействуются и заработают автоматически, а не вручную, в течение первых 15 минут или больше. Чтобы дать возможность оператору принять продуманное решение о действиях после этого периода, он обеспечивается собранной на процессорах информацией, позволяющей произвести быструю идентификацию инцидента и понять его причины, предысторию и развитие.

Происходит расширение масштабов использования диагностических систем на базе ЭВМ с целью помочь оператору обнаружить дефекты и высказать квалифицированное мнение о коррективных мерах. Естественно, автоматизация функций обеспечения безопасности и современные информационные системы также способствуют улучшению нормальной работы АЭС и повышению ее надежности в эксплуатации.

9. Как избежать человеческих ошибок во время строительства АЭС?

С целью исключения влияния человеческих ошибок на проектирование АЭС, изготовление ее компонентов и строительные работы на площадке применяется гарантия качества в самом широком смысле слова.

В западном мире инженерные знания, относящиеся ко всем аспектам ядерной безопасности, так широко распространены и налажен такой широкий обмен информацией об этом, как на национальном, так и на международном уровне, что вероятность совершения до сих пор неизвестной принципиальной и серьезной ошибки, связанной с безопасностью, или существования не выявленного пробела в основных знаниях о безопасности очень мала.

Результаты работы не только документируются и подвергаются двойной внутренней проверке, но полностью анализируются или даже заново рассчитываются независимой инспектирующей организацией или самим органом по лицензированию. В такой же мере это относится к спецификациям, изготовлению и процедурам испытаний компонентов, имеющих отношение к безопасности или находящихся

ся под давлением. Весь процесс их изготовления, начиная с производства основного материала, подвергается критическому наблюдению и берется много образцов для испытаний силами независимых групп контроля качества или профессиональных инспекторов. В частности, испытания всех сварочных работ и оценка результатов испытаний действия давления проводятся, по крайней мере, двумя независимыми инспекторами в соответствии с официальным сводом правил по инженерному проектированию. Результаты испытаний официально документируются, так чтобы заключение по ним могло быть воспроизведено в любое время.

Благодаря этой постоянно совершенствуемой системе мер гарантирования и контроля качества случаи некомпетентности или халатности во время проектирования или строительства можно свести к минимуму, и, что важнее, значительно уменьшить их потенциальные последствия. И, хотя человеческий фактор нельзя полностью исключить, система контроля качества позволяет путем учета в проекте возможности ошибки оператора свести до минимума вероятность связанных с ней опасных инцидентов.

Невозможно достичь или ожидать создания полностью безотказной технологии и нельзя рассчитывать или требовать того, чтобы операторы не допускали ошибок. Автоматизация и крайне высокие требования к качеству работы обеспечивают возможность иметь такую технологию и такие средства ее применения, которые позволяют быть уверенным, что человеческая некомпетентность, ошибки и небрежность, а также технические несовершенства не смогут вызвать реальную угрозу безопасности АЭС. В этом смысле ядерная технология является достаточно защищенной от ошибок.

10. Должны ли АЭС размещаться под землей, чтобы способствовать удержанию радиоактивных выбросов?

Хотя размещение реакторов под землей кажется привлекательным с точки зрения дополнительной защиты окружающей среды от аварий, связанных с большими выбросами радиоактивности, это, как правило, не дает значительных преимуществ в отношении безопасности. Ясно, что помещение АЭС в естественную полость или другой способ ее размещения ниже поверхности земли ничего не добавляет к мерам по предотвращению аварий. В лучшем случае путь радиоактивных выбросов в результате аварии был бы усложнен, что могло бы при некоторых, но не во всех условиях уменьшить последствия аварии. Фактически, подземное размещение реактора могло бы превратить АЭС в менее безопасный объект в связи с тем, что ее строительство, эксплуатация и содержание осложнились бы из-за затрудненности доступа.

Кроме того, осложнения были бы вызваны просачиванием грунтовых вод. В свою очередь, если это не полость в твердых породах, подземное размещение повлекло бы за собой необходимость защиты грунтовых вод. Было бы необходимо вырыть котлован 60 м в диаметре и в глубину, для размещения здания реактора. В большинстве мест это вызвало бы необходимость тщательной инженерной разработки системы изоляции грунтовых вод, как вероятного источника питьевой воды.

Даже если бы подземное размещение АЭС привело к заметным выгодам в отношении безопасности, определенно пришлось бы разрешать дополнительные инженерные и эксплуатационные проблемы, а также считаться с ростом стоимости проекта. Однако рассчитывать, что подземное размещение АЭС обеспечит большую безопасность, можно только в том случае, если окружающая порода или грунт могли бы быть превращены в дополнительный барьер для сдерживания радиоактивных выбросов в маловероятном случае тяжелых аварий реактора. Но эффективность сдерживания зависит, в основном, от надежности и плотности пригонки отверстий во многих точках, где должны проходить трубы, вентиляция, электропроводка, а также пути доступа персонала для обеспечения связи реактора с другими системами и зданиями АЭС за пределами зоны размещения реактора. Герметичность самой сдерживающей структуры представляется гораздо меньшей проблемой. Поскольку реактору необходимы внешние связи, независимо от того, расположен он под или над землей, надежность всей его системы внешней защиты не может быть в заметной степени повышена в результате подземного размещения.

Не считая некоторой дополнительной защиты на случай экстремальных внешних воздействий, таких как авиакатастрофы, ракетные удары или вооруженный конфликт, подземное размещение АЭС не обеспечивает дополнительной безопасности в той степени, которая оправдывала бы связанные с этим сложности и расходы.

11. Какого рода опасности могут угрожать АЭС извне?

Внешние опасности, возникающие за пределами площадки АЭС, могут угрожать как ядерной установке, так и станции в целом. Со следующими из них приходится считаться и в соответствии с конкретными условиями площадки учитывать при проектировании:

- землетрясения
- экстремальные погодные условия, например, крайне высокие или низкие температуры воздуха или моря, скорость ветра, дождь или снег, молнии, ураганы или тайфуны
- затопление площадки, например, волнами прилива
- авиакатастрофы
- осадка или провал грунта
- помехи от соседствующей промышленной деятельности
- опасные вещества
- саботаж.

12. Какая существует защита от внешних опасностей?

Существуют следующие четыре типа защиты:

- проектирование надежного оборудования и зданий, способных выдержать внешнее воздействие
- физическая защита АЭС от внешних опасностей, например, обеспечение ее соответствующего размещения

- дублирование, разнообразие, изолирование и разделение жизненно важных систем.

- обеспечение уменьшения последствий внешнего воздействия, например, оборудование для пожаротушения.

Для защиты АЭС, особенно реактора, от внешних опасностей системы и сооружения должны обладать такими характеристиками и быть спроектированы таким образом, чтобы обеспечить безопасную остановку реактора при всех условиях, которые можно предусмотреть, достаточное охлаждение после останова и сохранение целостности первого контура под давлением.

Внешние опасности могут в значительной степени отличаться по последствиям своего воздействия, но обычно есть универсальная тенденция связывать уровень воздействия с частотой возникновения опасности. Это учитывается в критериях безопасности при проектировании, где предусматривается вероятность отказа системы защиты.

Каждая площадка рассматривается с точки зрения учета в проекте конкретных опасностей, связанных с расположением АЭС.

Землетрясения. АЭС проектируется в расчете на максимальную силу землетрясения, а реактор — на способность остановки и охлаждения до безопасного уровня после такого события.

Некоторые станции в районах достаточно частых землетрясений, имеют сейсмические детекторы, а также системы автоматического останова реактора при толчке намного ниже уровня, который может выдержать станция.

Затопление площадки. Для каждой АЭС определяется базисный уровень наводнения на основе исторических записей об уровнях воды и приливах с учетом приливных пиков, высоты волн, пресноводных течений и других местных явлений, которые могут повлиять на уровни подъема воды.

Авиакатастрофы. Когда АЭС расположена в таком месте, где следует принимать во внимание возможность падения самолета на площадку, в проекте размещения станции следует учитывать необходимость сведения к минимуму последствий такого падения. Кроме того, могут быть введены ограничения на полеты на низкой высоте над территорией станции.

13. Защищены ли АЭС от нападения террористов?

АЭС защищены от нападения террористов. Подробности обеспечения безопасности не придаются огласке, так как в противном случае против них могли бы быть приняты меры. Кроме того, требования к физической защите очень различны в разных странах. Поэтому данный вопрос рассматривается здесь лишь в общем плане.

В проект АЭС закладываются характеристики, которые в значительной степени сами обеспечивают защиту против террористов. В наиболее важных частях АЭС имеются радиоактивные материалы, которые снабжены радиационной защитой. Эти массивные сооружения сами по себе обеспечивают хорошую защиту от возможных саботажников. Разнообразные системы безопасности АЭС дублируются и дополняют друг друга. Подсистемы часто

физически отделены одна от другой. Это означает, что террористам пришлось бы разрушать много систем в разных местах, чтобы нанести вред населению.

АЭС снабжены также характеристиками, специально рассчитанными на предотвращение нападения террористов. Эти меры обеспечения безопасности включают в себя зонирование, физические барьеры, системы запоров, контроль доступа персонала и транспортных средств и организацию службы безопасности, в том числе охраны.

Благодаря характеристикам и мерам обеспечения безопасности террористам очень трудно нанести станции ущерб с последствиями для окружающей среды. Если террористы имеют цель поразить большие группы населения, то для этого есть много других более доступных объектов, нападение на которые принесет больший эффект.

14. Может ли АЭС взорваться, как атомная бомба?

Определенно нет, по причинам, непосредственно связанным с основными физическими законами, о которых сказано ниже.

Ядерный реактор и атомная бомба основаны на одном и том же явлении: делении ядер урана или плутония. В обоих случаях деление вызывается нейтронами и результатом является выделение энергии. Процесс развивается в рамках хорошо известного механизма „цепной реакции”: один нейтрон вызывает деление одного уранового ядра, в результате которого выделяется больше одного нейтрона, например, два. Эти два нейтрона в свою очередь вызывают распад двух урановых ядер и так далее. Важной особенностью цепной реакции является интервал между двумя фазами, который намного короче в бомбе, чем в реакторе. Однако основное различие заключается в скорости выделения энергии, то есть в общей кинетике реакции.

В ядерном реакторе при нормальной работе в цепной реакции поддерживается равновесие: на каждой фазе после каждого деления только один выделенный нейтрон вызовет следующий распад (действие другого нейтрона предотвращается его интервал между двумя фазами, который намного короче в бомбе, чем в реакторе. Однако основное различие заключается в скорости выделения энергии, т.е. в общей кинетике реакции.

В ядерном реакторе при нормальной работе в цепной реакции поддерживается равновесие: на каждой фазе после каждого деления только один выделенный нейтрон вызовет следующий распад (действие другого нейтрона предотвращается его поглощением в материале контрольного стержня). Поэтому число выделенных нейтронов остается постоянным, так же как и мощность выделяемой энергии. Увеличение или уменьшение числа нейтронов происходит только соответственно при пуске или остановке реактора (дивергенция или конвергенция), однако изменения происходят очень медленно путем регулирования отношения числа нейтронов (это носит название реактивности) в каждой последующей фазе таким образом, чтобы оно выражалось в значениях, очень близких к единице. В этом состоит роль контрольных стержней.

В ядерном оружии, напротив, задача состоит в том, чтобы рост числа нейтронов в каждой фазе происходил как можно быстрее, поэтому популяция нейтронов и соответственно энергия растут очень быстро за короткое время. Легко рассчитать, что если число нейтронов возрастет вдвое за одну миллионную долю секунды, то менее чем за одну тысячную долю секунды один нейтрон породит астрономическое число нейтронов. Этот эффект может быть достигнут только с помощью высоко обогащенного урана или плутония. В энергетических реакторах используется только слегка обогащенный или естественный уран или смесь плутония и урана.

Однако увеличение числа нейтронов не проходит легко из-за физических явлений, противодействующих развитию цепной реакции. Наиболее эффективное противодействие оказывается энергией, выделяемой в результате деления, в связи с ее центробежным направлением, разносящим осколки материала в разные стороны и останавливающим цепную реакцию. В бомбе этому препятствует конфигурация взрывчатых химических веществ, которые толкают части расщепляющегося материала навстречу друг другу, противодействуя центробежной силе достаточно долго, чтобы позволить состояться эффективному увеличению числа нейтронов и, как следствие, выделению больших количеств энергии в результате соответствующих актов деления.

Можно предположить, что аварийное повышение реактивности в ядерном реакторе вызовет похожее размножение числа нейтронов и рост выделения энергии. Однако в этом случае центробежное противодействие энергии, о котором говорилось выше, полностью вступит в силу и его нельзя будет преодолеть из-за отсутствия взрывчатых веществ,

препятствующих быстрому разнесению урановых осколков в стороны, как только температура достаточно возрастет. В результате суммарная энергия, выделенная в результате аварии, будет очень невелика по сравнению даже с небольшой атомной бомбой – примерно в десятки тысяч раз меньше.

Чернобыльская авария может быть приведена в подтверждение сказанного. Приблизительно за четыре секунды мощность реактора возросла примерно в 1000 раз, однако выделенная тепловая энергия в сумме составила только несколько сотен тысяч мегаджоулей, что эквивалентно энергии, выделяемой реактором менее чем за две минуты. Взрыв же атомной бомбы выделяет тепловую энергию в несколько миллиардов мегаджоулей.

Взрыв во время Чернобыльской аварии не был атомным взрывом. Когда мощность реактора возросла в 1000 раз, это породило значительный дисбаланс между выделением энергии и повышением температуры. Перегретое топливо распалось на мельчайшие горячие частицы, которые очень быстро превратили в пар молекулы воды в системе охлаждения. Это моментальное парообразование вызвало ударную волну, разрушившую здание реактора, которое не было рассчитано на действие такого давления. Разрушение здания сопровождалось разнесом радиоактивного материала. Механическая энергия, выделенная в результате Чернобыльской аварии, была вероятно, эквивалента нескольким сотням килограмм тринитротолуола. Для сравнения, взрыв небольшой (тактической) атомной бомбы выделяет энергию, эквивалентную десяткам тысяч тонн ТНТ. Физические разрушения носили узко местный характер.

