

## ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

### Лекция 30. БЕЗОПАСНОСТЬ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

Содержание

<b>1. КРИТЕРИИ БЕЗОПАСНОСТИ</b>	<b>2</b>
<b>2. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ</b>	<b>3</b>
<b>3. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС</b>	<b>4</b>
3.1 Первое поколение - реакторы ВВЭР-440/230.	5
3.2 Второе поколение - реакторы ВВЭР-440/213.	5
3.3 Третье поколение - реакторы ВВЭР-1000.	6
3.4 РБМК - "реактор чернобыльского типа"	7
<b>4. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОГО ФЛОТА</b>	<b>8</b>

*“Безопасность настоящего поколения реакторов обеспечивается, главным образом, увеличением числа различных систем безопасности и систем ограничения выхода активности, ужесточением требований к оборудованию и персоналу. В результате АЭС становятся все более и более сложными и, следовательно, более и более дорогими. Можно сказать, что при господствующей в настоящее время философии безопасности атомная энергетика близка к ее экономически “предельному” уровню”.*

(Из “Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века”.)

Атомная энергетика - активно развивающаяся отрасль. Очевидно, что ей предназначено большое будущее, так как запасы нефти, газа, угля постепенно иссякают, а уран - достаточно распространенный элемент на Земле. Но следует помнить, что атомная энергетика связана с повышенной опасностью для людей, которая, в частности, проявляется в крайне неблагоприятных последствиях аварий с разрушением атомных реакторов. В связи с этим необходимо закладывать решение проблемы безопасности (в частности, предупреждение аварий с разгоном реактора, локализацию аварии в пределах биозащиты, уменьшение радиоактивных выбросов и др.) еще в конструкцию реактора, на стадии его проектирования.

Факторы опасности ядерных реакторов достаточно многочисленны. Перечислим лишь некоторые из них.

- **Возможность аварии с разгоном реактора.** При этом вследствие сильнейшего тепловыделения может произойти расплавление активной зоны реактора и попадание радиоактивных веществ в окружающую среду. Если в реакторе имеется вода, то в случае такой аварии она будет разлагаться на водород и кислород, что приведет к взрыву гремучего газа в реакторе и достаточно серьезному разрушению не только реактора, но и всего энергоблока с радиоактивным заражением местности. Аварии с разгоном реактора можно предотвратить, применив специальные технологии конструкции реакторов, систем защиты, подготовки персонала.
- **Радиоактивные выбросы в окружающую среду.** Их количество и характер зависит от конструкции реактора и качества его сборки и эксплуатации. У РБМК они наибольшие, у реактора с шаровой засыпкой наименьшие. Очистные сооружения могут уменьшить их. Впрочем, у атомной станции, работающей в нормальном режиме, эти выбросы меньше, чем, скажем, у угольной станции, так как в угле содержатся долгоживущие радионуклиды, и при его сгорании они выходят в атмосферу.
- **Необходимость захоронения отработавшего реактора.** На сегодняшний день эта проблема не решена, хотя есть много разработок в этой области.

- **Радиоактивное облучение персонала.** Можно предотвратить или уменьшить применением соответствующих мер радиационной безопасности в процессе эксплуатации атомной станции.

Ядерный взрыв ни в одном реакторе произойти в принципе не может.

## 1. КРИТЕРИИ БЕЗОПАСНОСТИ

Обычно под термином **безопасность** понимают совокупность условий, обеспечивающих минимальный уровень неблагоприятных воздействий на здоровье людей. Безопасность включает несколько компонентов. Одним из основных является социальная составляющая, т.к. даже минимальная угроза может приводить к увеличению стресса у населения и как результат – к повышению заболеваемости. **Экологическая безопасность** – сумма условий, при которых достигается научно обоснованное ограничение или практическое исключение вредного воздействия хозяйственной деятельности на жизнедеятельность населения и качество окружающей среды.

Меры безопасности направлены на максимальное снижение степени риска возникновения экологически опасных ситуаций и, в первую очередь, аварий в ядерной энергетике, на хранилищах и средствах транспорта радиоактивных веществ. Поэтому при экологической экспертизе проектов особое внимание обращается на раздел, посвященный риску аварий, мерам их предотвращения и, в случае необходимости, их ликвидации. Проекты должны включать схемы оповещения населения о возникающих опасных экологических ситуациях.

*Замечание: при решении задач оптимального управления безопасностью необходимо принять во внимание, что в качестве критерия выступает не условие достижения минимально возможного риска, а условие достижения **приемлемого** риска, уровень которого диктуется исключительно причинами социального характера. Решение проблемы обеспечения экологической безопасности надо искать на путях согласия между политическими, экономическими, экологическими, экономическими и социальными требованиями.*

Риск от АЭС можно подразделить на «хронический» (выбросы радионуклидов, воздействие на среду радиационными полями, неконтролируемый сброс тепла и т.п., осуществляемые в ходе нормальной эксплуатации предприятия) и «однократный» (авария, сопровождающаяся выбросом вредных веществ, разрушением оборудования, гибелью людей и т.п.). Отметим, что реализация природоохранных технологий возможна лишь при наличии на всех стадиях и циклах производств специальных систем промышленного мониторинга с контролем качества продуктов и отходов, а также непрерывного мониторинга окружающей среды с анализом состава выбросов.

Борьба с аварийностью сложнее из-за ее непредсказуемости. Чем сложнее производство, чем выше сконцентрированы в нем энергетические источники, чем мощнее производство, тем оно выгоднее с термодинамической и экономической точек зрения. Широкое использование на таких производствах компьютерных систем и других элементов автоматизированного управления уменьшает возможность аварий, но аварии на таких «выгодных» производствах предсказать значительно труднее. (Чем сложнее система, тем сильнее накапливается в ней фактор случайности и тем труднее предсказать во что, в конце концов, выльются те или иные нарушения режима). Последствия таких аварий часто катастрофичны.

Существуют два уровня обеспечения безопасности: «защита от дурака» (сравнительно простая задача) и «защита от специалиста» (трудновыполнимая задача) Защита от «дурака» означает создание дополнительных блокировок, препятствующих некомпетентному вмешательству человека в технологический процесс. Защита от «дурака» необходима, но недостаточна. Действительно, например чернуюбыльскую атомную электростанцию взорвали специалисты, осуществившие для этой цели (не по злому умыслу) целый цикл мероприятий, в том числе – демонтаж четырех из пяти линий защиты. Осуществить такое случайному человеку или специалисту, но по случайной оплошности (обе такие ситуации попадают под действия «дурака») невозможно. Поэтому защите от специалиста на АЭС уделяется значительное внимание. На

первом этапе было ограничено участие проектировщиков в технологическом процессе, пересмотрен подход к подготовке операторов: если раньше стремились к универсализации, многопрофильности специалиста, то теперь к работе допускают только узких (но высоко квалифицированных в своей области) специалистов. В этом плане идеальным решением является создание безлюдных производств, заводов-роботов, станций подземного базирования без доступа людей и т.п.

Для снижения катастрофических последствий применяются такие методы, как строительство специальных колпаков над реактором, монтаж АЭС в шахтах, установка аварийных систем, в том числе – на элементах пневмоавтоматики, способных активно действовать при полном отключении электроэнергии, а так же внедрение автоматизированного контроля за всеми элементами производства, трубопроводами, баками и т.п.

Безопасность предъявляет высокие требования к пространственно-географическому размещению производств (включая АЭС) и сочетанию их в конкретном регионе. Прежде всего, необходимо избежать высоких локальных концентраций токсинов в окружающей среде, способных существенно подорвать местные экосистемы. Здесь вступает в силу критерий рассредоточенности промышленных предприятий. АЭС строятся на удалении 30 -40 км от больших городов с учетом розы ветров и направлений течения близлежащих рек. Газовые сбросы станции осуществляются через высокие трубы, обеспечивающие разброс радиотоксинов на большие расстояния (эффект разбавления).

При размещении АЭС в первую очередь следует уделять внимание сохранению наиболее ценных ландшафтов и других природных объектов. При выборе мест строительства нескольких различных производств следует учесть возможность химико-радиационного синергизма. Действительно, различные выбросы соседних производств на фоне радиационных полей могут вступать в различные химические и микробиологические процессы с образованием экзотических соединений, токсичность которых в сотни раз превышает токсичность исходных компонентов.

Развитие гражданской атомной энергетики тормозится в первую очередь сформированным масс медиа негативным к ней отношением. Действительно, **в случае серьезной аварии ядерного реактора может последовать выброс в окружающую среду радиоактивных материалов.** Несколько получивших широкую огласку аварий (особенно на Чернобыльской АЭС в 1986 г.) оказалось достаточно, чтобы атомные электростанции приобрели славу экологических бомб замедленного действия. Атомные электростанции конструктивно очень хорошо защищены, но не выдерживают испытания "законом Мерфи". Например, для взрыва 4 энергоблока ЧАЭС персоналу потребовалось грубейшим образом нарушить регламент и совершить как минимум 7 ошибок, в числе которых были отключение аварийной защиты, отключение всех контуров охлаждения, вывод из активной зоны реактора почти всех регулирующих стержней, и т.п. Расследовавшая аварию комиссия сделала вывод, что "авария произошла в результате крайне низкого уровня культуры персонала". Хотя собственно ядерный взрыв на АЭС невозможен в принципе (из-за низкой концентрации и специфического расположения топлива), тепловой или химический взрыв или горение активной зоны реактора с выбросом радиоактивных материалов в окружающую среду по своим последствиям оказываются катастрофическими. Впрочем, некоторые данные указывают на то, что негативные последствия аварии на ЧАЭС гипертрофированы средствами массовой информации.

## **2. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ**

Безопасным считается такой реактор, который ни при каких неконтролируемых ситуациях не создает радиоактивное загрязнение вне пределов реакторного зала. Реактором с внутренней безопасностью называется такой безопасный реактор, в котором авария гасится не усилиями человека (оператора), а автоматически, в силу заложенных в него физических причин.

Насколько соответствуют современные реакторы концепции внутренней безопасности?

Реакторы на быстрых и медленных нейтронах имеют одну общую черту: они работают по схеме выжигания активного компонента топлива ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) в активной зоне. В современные реакторы первоначально закладывается активного материала больше, чем это требуется для непосредственного поддержания критического уровня. Поэтому система управляется регулирующими стержнями – поглотителями нейтронов. По мере выгорания топлива регулирующие стержни вынимаются, что и поддерживает стационарность реактора. Так как любой реактор осуществляет некоторый конечный по времени срок жизни твэлов, то в нем исходно содержится некоторый запас по надкритичности, тем больший, чем больше предполагаемое время кампании. В этом смысле **ни один из ныне существующих реакторов**, работающих по принципу выгорания, **нельзя отнести к безусловно безопасным**, потому что, если вдруг по случайным и маловероятным причинам регулирующие стержни разом покинут активную зону, возникнет взрывоопасная ситуация (переход через верхнее критическое состояние). Цепная реакция в таких условиях будет развиваться настолько быстро (с характерным временем намного меньшим, чем время запаздывающих нейтронов) что никакая аварийная защита не поможет.

Поясним понятия верхнего и нижнего критических состояний.

Различают два вида критических состояний: нижнее, которое в балансе учитывает все нейтроны, и верхнее – исключаящее, так называемые запаздывающие нейтроны. Как уже упоминалось в Л.2, в акте деления возникают не только мгновенные нейтроны (подавляющая часть), но также в продолжении примерно минуты дополнительные (около 1,5%). Если перейдено нижнее состояние, но не достигнуто верхнее, тем развития цепной реакции сдерживается временем появления запаздывающих нейтронов, и успевает проявить себя механическая система защиты реактора (введение стержней – поглотителей нейтронов в активную зону реактора). Недопустимым или очень опасным является переход через верхнее критическое состояние, при котором нарастание нейтронного потока происходит через характерное время в доли миллисекунды или меньше.

### 3. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

Создание новых государств на территории бывшего СССР и в Восточной Европе стимулировало повышенный интерес к военным и гражданским объектам, сооруженным в условиях закрытого общества. Значительное внимание привлекли атомные электростанции старой постройки, доверие к которым было подорвано Чернобыльской катастрофой. Анализ реальной ситуации вызвал обеспокоенность как конструктивными особенностями реакторов и качеством изготовления станций, так и способом эксплуатации и квалификацией персонала.

Беспокойство общественности вылилось в политические решения о закрытии атомных электростанций, спроектированных по советским проектам. Однако осуществить эти намерения удалось только Германии. Эта страна сразу закрыла все станции, построенные на территории ГДР, а затем приступила к осуществлению программы закрытия любых электростанций на своей территории, предпочитая покупать готовое электричество за границей. Ни одна другая страна так и не закрыла ни одной АЭС. Более того, такие страны как Армения и Чехия, после достижения самостоятельности, вновь ввели в строй энергетические реакторы, ранее закрытые по соображениям безопасности. Подобная ситуация возникла из-за резкого роста потребностей в электроэнергии во вновь созданных странах, стремящихся к развитию собственной экономики.

Поскольку закрыть действующие АЭС не удалось, а программы снятия с эксплуатации устаревших реакторов рассчитаны на длительные сроки, основные мероприятия по устранению недостатков АЭС были направлены на модернизацию и, иногда, на серьезную реконструкцию электростанций. В 2000 году в Восточной Европе и странах бывшего СССР эксплуатировалось 57 ядерных энергетических реакторов советской постройки. Реакторы советского происхождения были спроектированы главным образом в 60-х и 70-х годах. Некоторые из этих АЭС имеют несколько реакторов. Суммарная доля подобных ядерных установок в производстве электроэнергии в странах региона значительна: приблизительно 60% в Литве, 51% в Венгрии, 36%

в Болгарии, 29% в Чешской и Словацкой республиках, 25% на Украине и в Армении, 12% в России, 10% в Казахстане. Целью реконструкции АЭС с этими реакторами является снижение вероятности инцидентов, особенно крупных.

Рассмотрим некоторые особенности энергетических реакторов, спроектированных в СССР с точки зрения их безопасности.

Существуют четыре основные конструкции ядерных установок: ВВЭР-440/230, ВВЭР-440/213, ВВЭР-1000 и РБМК. ВВЭР - реактор, охлаждаемый водой под давлением, сокращение которого расшифровывается как водо-водяной энергетический реактор. РБМК - легководный реактор канального типа с графитовым замедлителем.

Из этих типов реакторов две конструкции рассматриваются как вызывающие наибольшее беспокойство с точки зрения безопасности: ВВЭР-440/230 и РБМК. РБМК представляют наиболее серьезную потенциальную проблему в отношении безопасности, так как в их конструкции отсутствует защитная оболочка, предотвращающая радиоактивный выброс в случае аварии.

### **3.1 Первое поколение - реакторы ВВЭР-440/230.**

Первое поколение реакторов ВВЭР-440/230 было разработано в 60-х годах. Десять реакторных установок ВВЭР-440/230 размещены в Болгарии, Словакии и России. Шесть других были остановлены - две в Армении по сейсмическим причинам (в настоящее время уже по экономическим причинам один пущен вновь) и четыре в Грейфсвальде (ФРГ) западногерманскими органами, ответственными за радиационную безопасность, вскоре после объединения Германии в 1990 году.

Конструкции этих реакторов присущ ряд недостатков, включая:

- отсутствие защитной оболочки;
- ограниченная способность аварийного охлаждения активной зоны;
- почти полное отсутствие резервирования и разделения оборудования для обеспечения безопасности;
- несовершенные контрольно-измерительные приборы и системы управления;
- серьезные недостатки пожарной защиты.

В 1991 году Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) провело оценку безопасности десяти находящихся в эксплуатации реакторных установок ВВЭР-440/230 и выявило 100 проблем безопасности, относящихся к конструкции и эксплуатации этих установок. Около 60% из них было отнесено к числу серьезных проблем безопасности, требующих немедленного рассмотрения.

### **3.2 Второе поколение - реакторы ВВЭР-440/213.**

Второе поколение реакторов ВВЭР - ВВЭР-440/213 было разработано в период между 1970 и 1980 годами и является более совершенным по сравнению с реакторами первого поколения. Разработка второго поколения совпала с работой советских проектировщиков над первыми едиными требованиями в области безопасности. В настоящее время около 14 реакторов ВВЭР второго поколения эксплуатируются в России, 2 реактора на Украине, 4 в Венгрии, 4 в Словакии и 2 в Финляндии (последние были модернизированы с помощью западной технологии и оборудования).

Недостатки конструкции модели 230 были учтены во втором поколении реакторов модели 213: была усовершенствована и улучшена защитная оболочка и повышена эффективность систем аварийного охлаждения активной зоны. Однако контрольно-измерительные приборы и системы управления станции по-прежнему не удовлетворяют международным нормам.

Наиболее усовершенствованные реакторы этого типа эксплуатируются в Финляндии. Финские станции отличаются эффективными защитными оболочками, и на них в значительной степени используются западная технология и оборудование, в частности, контрольно-измерительные приборы и системы управления, а также системы аварийного охлаждения активной зоны.

### 3.3 Третье поколение - реакторы ВВЭР-1000.

Самым крупным реактором ВВЭР является ВВЭР-1000; 19 блоков с этими реакторами эксплуатируются в России, в Украине и в Болгарии. Они были разработаны в период между 1975 и 1985 годами на основе требований новых советских нормативов в ядерной области, которые частично включали в себя международную практику, особенно в области безопасности станций. В целом концепция безопасности этого типа реакторов подобна концепции безопасности реакторов, охлаждаемых водой под давлением, установленных на станциях западной конструкции, и она предусматривает защитную оболочку. Основным усовершенствованием реакторов этого поколения является то, что ВВЭР-1000 оборудованы защитной оболочкой из предварительно напряженного бетона с внутренней стальной оболочкой, которая соответствует западным аналогам. Стальная конструкция позволила повысить уровни безопасности по сравнению с предыдущими поколениями. Реактор характеризуется стабильностью энерговыделения, целостностью парогенератора и отказоустойчивостью. Реактор заключен в стальную оболочку, которая оснащена внешней защитной оболочкой из предварительно напряженного бетона.

Тем не менее, надо учитывать, что водо-водяные реакторы в принципе не могут быть достаточно безопасными.

Если в I контуре реактора типа ВВЭР происходит неконтролируемая течь воды (в таких реакторах вода является замедлителем нейтронов и теплоносителем), или она по другим причинам перестает циркулировать в системе охлаждения, то возможно с определенной степенью вероятности утверждать, что произойдет разрушение активной зоны и последующий выход радиоактивных продуктов. А гарантии, что не произойдет разгерметизация системы и теплоноситель не перестанет охлаждать активную зону, как показывает практика, никто не в состоянии дать.

Приведем неполный перечень причин аварийных ситуаций, возможных на водоохлаждаемых реакторах:

- При потере герметичности тепловыделяющих элементов продукты деления выходят в теплоноситель, при этом повышается радиоактивность первого контура. Для справки: для реакторов типа В-230, В-179 средняя доля разгерметизации составляет  $3,5 \cdot 10^{-5}$ . Для реакторов типа В-1000 средний уровень разгерметизации по АЭС России составляет  $2,5 \cdot 10^{-5}$ , а по АЭС Украины  $6,8 \cdot 10^{-5}$ . Общее число выгруженных ТВС в ВВЭР-1000 (по всем блокам) составляет 1798 шт. Число отработанных сборок призванных негерметичными по новой методике контроля — 18, а по старой - 53. Примечание: по старым нормам негерметичными считались ТВС, активность которых в пенале на  $3 \sigma$  превышает фон. По новым нормам, кроме указанного условия активность ТВС должна превышать  $1 \cdot 10^{-6}$  Ки/кг.

- Под воздействием ионизирующего излучения вода разлагается на кислород и водород. При определенном соотношении эта смесь образует гремучий газ и поэтому на водоохлаждаемой АЭС всегда остается опасность возникновения химического взрыва (Калининская АЭС, 1990 г. разрушение внутрикорпусных устройств реактора).

- По самым разным причинам может возникнуть интенсивное парообразование в первом контуре и произойти паровой взрыв; энергии при этом будет достаточно, чтобы сбросить крышку реактора или разрушить первый контур.

- В конструкционных материалах стенок корпуса реактора и трубопроводов неизбежно возникают трещины, развитие которых может привести к аварии.

- Известно, что большая часть аварий на АЭС происходит в результате ошибок или несанкционированных инструкциями действий персонала.

- На АЭС с реактором типа ВВЭР не предусмотрено достаточно надежное предотвращение осушения активной зоны при разрыве, какого либо элемента первого контура.

- Отказ систем автоматического обеспечения защиты из-за неоднократных переносов сроков реализации мероприятий по замене теплоизоляции оборудования и трубопроводов.

На четырех атомных электростанциях России с ВВЭР-1000 эксплуатируется 8 энергоблоков. Характеризуя состояние безопасности действующих атомных станций с ВВЭР, можно отметить, что эксплуатация их осуществляется в соответствии с требованиями правил и норм по безопасности, которые были заложены на период их создания и реализованы в соответствующих проектах, но на настоящий момент ни одна из станций не отвечает современным требованиям безопасности в полной мере. На сегодня ни одна из действующих АЭС не имеет процедурно законченного обоснования безопасности, содержащего выводы о состоянии безопасности и анализ возможных последствий нарушений эксплуатации энергоблоков. Кроме этого, необходимо отметить, что отечественные активные зоны ВВЭР-1000 уступают западным аналогам по своим экономическим показателям. Главными факторами, являются:

- использование в качестве конструкционного материала для дистанционирующих решеток и направляющих каналов нержавеющей стали (около 2 т в активной зоне ВВЭР-1000);
- применение в активной зоне для компенсации избыточной реактивности стреловой выгорающего поглотителя (ВВЭР-1000) или топливных компенсаторов (ВВЭР-440) в отличие от введенного в топливо поглотителя нейтронов, используемого в большинстве зарубежных АЭС подобного типа;
- значительная утечка нейтронов вследствие неоптимальной схемы перегрузок топлива;
- использование сплавов циркония с высоким содержанием гафния.

На сегодня, имеются проблемы, связанные с обеспечением безопасности на АЭС с ВВЭР-1000, основными из которых являются:

- проблема выработки ресурса оборудования систем, важных для безопасности, отсутствие утвержденных методик по управлению ресурсными характеристиками оборудования;
- снижение темпов модернизации объектов использования атомной энергии, увеличение количества мероприятий по повышению безопасности, сроки выполнения которых переносятся из года в год;
- недостаточен прогресс работ по обоснованию возможности продления срока службы блоков АЭС первого поколения;
- медленные темпы внедрения современных технологий переработки радиоактивными отходами;
- низкие темпы вывоза отработавшего ядерного топлива с АЭС;
- высокое время падения и застревание рабочих органов системы управления и защиты;
- отказы насосов аварийного и планового расхолаживания;
- нарушения водно-химического режима.

Кроме этого, целый ряд нарушений повторяется из года в год из-за недостаточности корректирующих мер и финансирования работ по их реализации. Анализ непосредственных причин нарушений в работе АЭС показал, что более 70 % всех причин приходится на механическое повреждение элементов оборудования, из них 65 % — коррозионные дефекты сварных соединений различных трубопроводов, остальные дефекты обусловлены усталостным разрушением, деформацией стержней, штанг, износом и исчерпанием ресурса. Другую группу большую группу причин (около 20 %), составляют неисправности в электротехнической части: нарушение изоляции, короткое замыкание, обрыв цепи, внутренние повреждения, помехи, наводки. На причины, обусловленные «человеческим фактором» — неправильными действиями персонала, приходится 6 % всех причин.

### **3.4 РБМК - "реактор черновильского типа"**

Три поколения реакторов черновильского типа с графитовым замедлителем (РБМК) - были сконструированы в 60-х годах. В настоящее время в странах бывшего СССР находятся в эксплуатации 15 реакторов, а четыре реактора сооружаются. Два блока мощностью 1500 МВт, самые крупные ядерные энергетические установки в мире, эксплуатируются в Литве, 11 блоков мощностью 1000 МВт в России и два - на Чернобыльской АЭС в Украине (в настоящее время остановлены).

Эксперты придерживаются мнения, что эти реакторы, наряду с реакторами ВВЭР-440/230, требуют самого неотложного внимания. На реакторах РБМК отсутствует защитная оболочка типа предусмотренной на реакторах западного образца, и их безопасность после аварии на Чернобыльской АЭС постоянно вызывает международную обеспокоенность. Тревогу вызывает и противопожарная защита.

Некоторая модернизация этих реакторов привела к повышению уровня безопасности.

Замечание. В свое время реакторы типа РБМК внедряли в энергетику по достаточно важным причинам. В начале энергетической атомной эры в СССР существовали только военные реакторы (на них нарабатывался оружейный плутоний). Это были именно реакторы типа РБМК. Альтернативы им не существовало. Естественно, что для гражданской энергетики использовали именно этот тип реактора. К тому же тогда не было специальной промышленности для производства прочных корпусов, в которых РБМК не нуждается. (Для реактора ВВЭР нужен прочный корпус, способный выдержать 100 атм. Понадобились большие усилия, чтобы наладить их промышленное производство). Поэтому ВВЭР гораздо дороже РБМК. ВВЭР использует более высокообогащенное (т.е. более дорогое и более трудоемкое) топливо, чем ВВЭР. Реакторы РБМК довольно просты в изготовлении, большая часть сварочных работ ведется непосредственно на стационарной площадке, буквально под открытым небом, что особенно удобно при российском бездорожье. Реакторы РБМК, как показывает статистика, дают меньше сбоев, чем ВВЭР. Так, из 56 неплановых отключений энергоблоков от сети в 1992 году на 28 российских энергоблоках (11 с реактором типа РБМК, 12 ВВЭР, 1 - БН, 4 - ЭГП) 35 произошло на АЭС с ВВЭР и 21 - на АЭС с РБМК.

*Недостатки РБМК и способы их устранения*

1) Отсутствие прочного корпуса.

Реакторы типа РБМК в принципе не могут быть приведены к международным стандартам (т.е. "одеты" в защитную стальную оболочку), поскольку имеют слишком большой размер - диаметр активной зоны превышает 10 метров (у ВВЭР - около 5 метров). Создание же оболочки для реактора, настолько прочной, чтобы она могла выдержать падение терпящего аварию самолета, и при этом имеющей внутренний диаметр 65-75 метров - пока невыполнимая задача.

2) Сложность и ненадежность управления расхода воды.

Не решена проблема надежного контроля и управления поканального расхода воды. На каждом из 1700 каналов РБМК есть свой запорный клапан и расходомер. Оператору станции нужно наблюдать за их показаниями, а эта аппаратура часто выходит из строя. Оператор, уже не доверяющий приборам, останавливает реактор не по показаниям одного расходомера, а после их проверки. Это обстоятельство неоднократно приводило к аварийным ситуациям.

3) Положительный паровой коэффициент реактивности.

Главный недостаток РБМК - положительный паровой коэффициент реактивности, т.е. повышение реактивности реактора при образовании пара в активной зоне. Больше пара - больше мощность, больше мощность - больше пара. Реактор разгоняется не регулируя сам себя. Эта задача ложится на персонал, не застрахованный от ошибок. В борьбе с этим недостатком пытаются перейти на более обогащенное топливо (от 1.8% до 2.4%), что сопровождается ростом стоимости электроэнергии.

Многие аварии на АЭС могли бы не произойти, не ошибись персонал станции. Но персонал ошибается и будет продолжать ошибаться. Многим сотрудникам российских атомных станций не хватает квалификации.

#### **4. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОГО ФЛОТА**

Практически сразу после создания, энергетические ядерные реакторы были модернизированы с целью создания двигателей для атомного флота.

Атомный флот, совокупность гражданских судов и военных кораблей различного класса и назначения, имеющих в качестве главного источника энергии ядерные силовые установки.

Атомоход, общее название судов (надводных и подводных) с ядерной силовой установкой.

В 1956 г. на ВМФ СССР был пущен прототип реактора с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) и началось обучение экипажа для АПЛ с ЖМТ К-27 (проект 645). В ее реакторах теплоносителем являлся сплав свинца и висмута. На базе АПЛ пр.645 были воздана серия из семи скоростных АПЛ проектов 705 и 705К («Альфа»). Лодки строились в



г.Северодвинске на ПО «Севмаш». Первая подводная лодка после завершения строительства во время заводских испытаний и непродолжительной опытной эксплуатации показала низкую надежность и в результате ряда крупных поломок была разрезана. Остальные шесть кораблей этой серии эксплуатировались в течение 10 лет. За это время корабельные ЯЭУ с ЖМТ наработали около 70 реакторо-лет. По состоянию на сегодняшний день все они выслужили свой срок и выведены из боевого состава, кроме К-123. Освоение кораблей с ядерно-энергетическими установками на жидкометаллическом теплоносителе было трудным. Всегда существовала опасность затвердевания сплава, что привело бы к выводу из строя атомной установки. В Западной Лице, где базировались корабли класса «Альфа», был создан целый береговой комплекс для кораблей этого проекта. Построена специальная котельная для подачи пара на корабли, а также к пирсам поставлены плавказарма и эсминец, которые давали пар от своих котлов. Однако, в связи с низкой надежностью берегового комплекса подводные лодки «грелись» от своего тепла, т.е. ядерные реакторы работали на минимально контролируемом уровне мощности. Это приводило к быстрому износу реакторов и необходимости постоянного присутствия экипажа на борту лодки. Трудности с обеспечением внешним теплом привели к тому, что практически все АПЛ этого класса к концу 80-х г.г. были выведены из эксплуатации. Перегрузка ядерного топлива не осуществлялась, из-за чего ЯЭУ этого класса АПЛ получили название — «реакторы одноразового использования».

Одним из главных недостатков АПЛ с жидким металлическим теплоносителем явилось использование сплава «свинец-висмут» в первом контуре реакторной установки. При реакции захвата нейтрона висмутом идет наработка полония-210. На конец кампании активность полония-210 в теплоносителе первого контура составляла 28,8 Ки/л. Высокая активность и проникаемость полония-210 (альфа — излучатель) существенно влияла на радиационную обстановку при эксплуатации реакторной установки и производстве работ по обращению с отработанным ядерным топливом.

\*\*\*

После некоторого спада, развитие атомной энергетики вновь набирает темпы. Становится все более очевидным, что человечество стоит на пороге «ядерного ренессанса». Современные АЭС в ходе эксплуатации практически не загрязняют среду (главный их вредный фактор - тепловое загрязнение) и взрывобезопасны. Проектируемые АЭС принципиально исключают возможность возникновения неконтролируемой цепной реакции. Тепловое загрязнение среды от них так же будет снижено. Строиться и демонтироваться они будут на специальных заводах, что позволит осуществить принцип «зеленой лужайки», т.е. возвращать ландшафт в исходное состояние. Циклический принцип использования ядерного горючего резко сокращает наработку долгоживущих радионуклидов (в первую очередь делящихся альфа - излучателей). Можно считать, что единственным узким местом ядерной энергетики сейчас является проблема переработки и захоронения отходов, возникающих при получении ядерного горючего.

Решающими факторами в обеспечении безопасности реакторной установки и АЭС в целом являются:

1. Развитие свойств внутренней самозащищенности, которая определяется применением интегральной конструкции реактора со всережимной естественной циркуляцией теплоносителя I контура, свойствами саморегулирования и самоограничения мощности реактора за счет отрицательных коэффициентов реактивности (мощностного, парового, температурного по топливу и теплоносителю) во всем диапазоне изменения параметров реактора, большой теплоаккумулирующей способностью контуров установки, инерционностью процессов, отсутствием в реакторе патрубков большого диаметра, большим располагаемым временем для выполнения персоналом корректирующих действий;

2. Глубокое эшелонирование средств и систем локализации, резервирование оборудования и систем безопасности, различные принципы действия систем безопасности. Рабочие органы системы управления и защиты (СУЗ) - электромеханического типа обеспечивают введение

поглощающих элементов в активную зону как за счет электродвижения, так и пассивно под действием собственного веса при обесточивании исполнительных механизмов. Исполнительные механизмы СУЗ оснащены также устройством ручного опускания. Кроме этого предусмотрена страховочная система ввода жидкого поглотителя. Средства аварийного теплоотвода от реактора включают: два активных канала через паротурбинную установку, два пассивных канала теплоотвода и один канал системы очистки и расхолаживания. Один канал пассивной системы аварийного теплоотвода обеспечивает расхолаживание РУ в течении 4 часов, после чего РУ находится в безопасном состоянии неограниченное время за счет отвода тепла в окружающую среду. Система охлаждения активной зоны в авариях при разгерметизации I контура включает двухканальную систему подпитки и аварийной проливки и систему рециркуляции. Исключение распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду обеспечивается наличием последовательного ряда независимых физических барьеров - матричного топлива, оболочки ТВЭЛа, герметичного I контура, герметичной защитной оболочки с барботером и системой понижения давления, защитного ограждения. Наличие барьеров безопасности и локализирующих систем практически полностью исключает выброс активности за пределы станции в проектных авариях, а при запроектных авариях с постулированным плавлением активной зоны он значительно ниже нормативов. Поэтому с точки зрения радиационной безопасности АЭС с РУ АБВ не имеют ограничений по размещению.

3. Применение самосрабатывающих устройств и систем безопасности, не требующих для своего функционирования внешних источников энергии, а также вмешательства персонала.

4. В авариях, связанных с несанкционированным введением реактивности и прекращением теплоотвода, при полном отказе управляющих систем и невмешательстве оператора установка переводится в режим расхолаживания устройствами, которые срабатывают при достижении давления аварийных значений от непосредственного воздействия среды. Это обуславливает высокую устойчивость РУ к ошибкам персонала. При любых аварийных ситуациях реактор будет заглушен и переведен в безопасное состояние без вмешательства персонала.

5. Наличие технических средств и достаточных резервов времени для управления авариями средствами оператора сводят к минимуму возможность его ошибочных действий в аварийных ситуациях. В реактивных авариях даже в случае постулированного зависания всех рабочих органов (РО) СУЗ при отработке сигнала аварийной защиты повреждение активной зоны исключается. В теплоотводных авариях с потерей активных средств теплоотвода (при введенных РО СУЗ) обеспечивается перевод РУ в безопасное состояние за счет пассивного рассеяния тепла в окружающую среду. В авариях с разгерметизацией полным отказом средств проливки имеется запас времени не менее 6 часов при разгерметизации любого трубопровода I контура. Принятые в установке схемно-конструктивные решения позволяют свести к минимуму радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации.