

Радиационная безопасность в условиях нормальной эксплуатации АЭС

- Материальными носителями радиационной активности на АЭС являются осколки деления ядерного горючего и излучение, возникающее при его делении. Они же являются факторами, определяющими радиационную активность и необходимый комплект оборудования АЭС по номенклатуре и мощности для ее локализации и минимизации. От них зависят также возможности распространения радиационного воздействия в пределах АЭС и пути распространения радиоактивности по технологическому оборудованию АЭС.
- Твердые радионуклиды, как правило, не выходят за пределы оболочки твэлов и соответственно в этих же пределах локализуется радиационная опасность, связанная с ними. Твердые радионуклиды топливного происхождения могут выходить за пределы твэлов лишь вследствие непосредственного контакта топлива с теплоносителем в результате разгерметизации оболочек твэлов.
-

Структурная схема обеспечения радиационной безопасности АЭС



- Осколки деления ядер топлива являются фактором, определяющим радиационную обстановку на АЭС
- Газообразные осколки деления могут выделяться из теплоносителя при изменении его теплофизического состояния. Вследствие этого они могут скапливаться в верхних частях оборудования АЭС (в компенсаторе объема и барбатере, коллекторах парогенератора, ГНЦ и т.п.), откуда удаляются в систему СГО.
- Особенно интенсивное выделение газообразных осколков деления происходит при снижении параметров 1-го контура, организованном выводе части теплоносителя из циркуляционного контура, например, при сбросе теплоносителя в баки грязного конденсата и т.п.
- Для вывода газообразной топливной активности из этих емкостей осуществляется вентиляция их газовых объемов азотом с последующей подачей парогазовых смесей в систему СГО.

Система дожигания водорода

- Кислород, образующийся из воды при ее радиолизе, расходуется на коррозию конструкционных материалов реакторной и внереакторной частей 1-го контура.
- Коррозия в условиях циркуляционного контура АЭС с ВВЭР протекает по электрохимическому типу с водородной деполяризацией, что дает дополнительный источник генерации водорода в контуре.
- Коррозионный водород, выделяющийся из теплоносителя, вместе с радиолитическим водородом и другими газами поступает в систему СГО. Наличие водорода создает опасность взрыва в системе СГО (нижний предел взрывоопасной концентрации водорода в воздухе 0,041 или 4,1 % его объемной доли).
- Газовые смеси освобождают от водорода методом сжигания, т.е. инициируя контролируруемую химическую реакцию его соединения с кислородом при контакте с катализатором. Продуктом этой реакции является вода.

Образование радиоактивных отложений на оборудовании

- Водный теплоноситель содержит примеси, которые могут состоять из двух групп: естественных примесей и продуктов коррозии.
- Примеси природной воды (естественные примеси), которые могут в определенных количествах оставаться в теплоносителе после его обработки в системах водоподготовки, не представляют опасности с точки зрения образования радиоактивных отложений, так как их концентрации остаются постоянными, поскольку внутренние источники обогащения теплоносителя этими примесями в циркуляционном контуре АЭС отсутствуют. В связи с этим их концентрации остаются в пределах растворимости.
- Кроме того, эти примеси дают в результате ядерных реакций радионуклиды, обладающие β -излучением, которое имеет малую проникающую способность, и оно практически целиком поглощается стенками трубопроводов или других металлоконструкций.

- Продукты коррозии представляют собой оксидные и гидроксидные формы элементов, входящих в состав конструкционных материалов реакторного контура.
- Продукты коррозии образуются на поверхности металлов и сплавов, контактирующих с теплоносителем, а затем переходят в него в качестве примеси в результате диффузии или гидродинамического воздействия потока теплоносителя.
- Так как эти примеси поступают из внутреннего источника (конструкционные материалы циркуляционного контура), этот процесс продолжается в течение всего периода эксплуатации АЭС.
- Скорость коррозии конструкционных материалов реакторного контура АЭС с течением времени падает, но на определенном уровне остается длительное время, и в соответствии с выходом продуктов коррозии продолжается их поступление в теплоноситель.
- Вместе с циркулирующим теплоносителем примеси продуктов коррозии проходят через активную зону, где участвуют в ядерных реакциях с нейтронами излучения.

Радиоактивные отложения образуются на всех поверхностях реакторного контура, контактирующих с теплоносителем

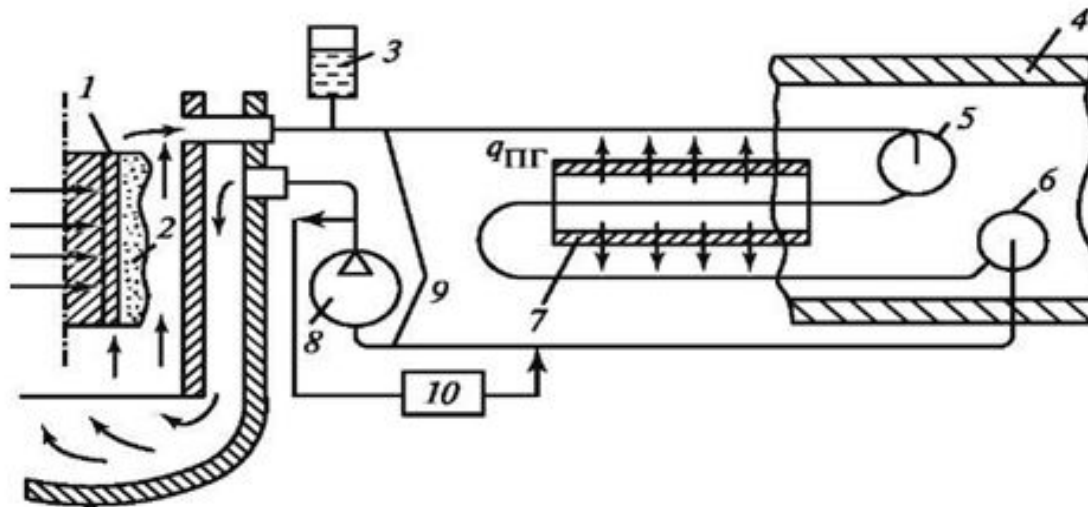
Радиоактивные отложения, находящиеся непосредственно в пределах реактора, составляют малую долю мощности дозы излучения реактора и не оказывают заметного влияния на работу АЭС. Основное внимание поэтому уделяется образованию радиоактивных отложений во внереакторной части циркуляционного контура (парогенераторы, ГЦН, трубопроводы и арматура).

- Можно назвать три основных механизма, ответственных за накопление радионуклидов на оборудовании АЭС, расположенном во внереакторной части контура циркуляции теплоносителя.

- *Коррозия конструкционных материалов активной зоны и реактора в целом.*
- *Коррозия конструкционных материалов внереакторной части контура.*
- *Отложения продуктов коррозии внереакторной части контура в реакторе на теплопередающих поверхностях (оболочках твэ-лов) и на поверхностях без теплообмена (внутриреакторных устройствах, корпусе и т.п.).*
- Слой отложений представляет собой динамичную структуру, в которой непрерывно протекают процессы осаждения и смыва.
- На АЭС с ВВЭР-1000 этим трем механизмам образования радиоактивных отложений противостоит лишь один фактор — непрерывный отвод части теплоносителя из контура циркуляции на очистную установку (СВО-1 или СВО-2). В связи с этим байпасную очистку теплоносителя, обеспечивающую поддержание концентрации продуктов коррозии в теплоносителе в допустимых пределах, следует рассматривать как установку непрерывной дезактивации первого контура.

Транспорт продуктов коррозии и радионуклидов продуктов коррозии по реакторному контуру осуществляется теплоносителем..

- **Баланс примесей в нем составляется в соответствии с технологической взаимосвязью основного оборудования,**
- Технологическая последовательность взаимосвязи основного оборудования реакторного контура АЭС с ВВЭР:
- *1* — оболочка твэла; *2* — слой отложений на оболочке твэла; *3* — компенсатор давления; *4* — корпус ПГ; *5, 6* — горячий и холодный коллекторы ПГ; *7* — трубка теплообменной поверхности ПГ; *8* — ГЦН; *9* — циркуляционные трубопроводы реакторного контура; *10* — системы СВО



Методы и средства дезактивации оборудования

- Для реакторного контура в целом используют, как правило, химические методы дезактивации.
- Методы периодической химической дезактивации разрабатываются применительно к конкретным условиям данной АЭС с учетом количества, структуры, химического и изотопного состава отложений и целей дезактивации.
- Если дезактивация должна быть полной, то при разработке методов следует исходить из необходимости полного растворения всего оксидного слоя, включая и труднорастворимые соединения.
- При выборе метода дезактивации конкурирующие методы оценивают по следующим критериям: длительности процесса; коэффициенту дезактивации; степени коррозионного воздействия на основные конструкционные материалы; количеству сбросных радиоактивных вод; возможности концентрации радиоактивности, например, на ионообменных фильтрах; технологическим условиям проведения процесса дезактивации по температуре, времени, скорости движения раствора; возможности использования основного оборудования контура; дефицитности реагентов, их стоимости, условиям хранения, обращения и т.д.

- Химический метод дезактивации используют применительно к оборудованию установок спецводоочистки, циркуляционных петель реактора и контура в целом, насосам, арматуре, приводам СУЗ, чехлам хранения кассет и инструменту.
- Иногда для удовлетворения эксплуатационных потребностей может оказаться достаточной дезактивация части реакторного контура. Этой цели служат специальные дезактивационные установки, например установка для дезактивации парогенераторов, созданная в России и используемая на практике, в том числе и за рубежом. Оптимизация режимов и средств дезактивации должна осуществляться с учетом не только количества накопившейся радиоактивности на оборудовании, но и темпа ее нарастания.

- Максимальный уровень роста радиоактивности до проведения дезактивации определяется рядом технико-экономических соображений.
- Основа комплекса экономических соображений — эквивалентность затрат на дезактивацию и экономия на трудозатратах (с учетом дозовой нагрузки) для проведения осмотра, ревизии или ремонта оборудования после дезактивации.
- Естественно, стоимость дезактивации должна быть меньше или, по крайней мере, равна достигаемой экономии., главными затратами при дезактивации являются недовыработка электроэнергии и стоимость переработки отходов, в связи с чем стоимость дезактивации существенно возрастает при увеличении продолжительности дезактивации и количества радиоактивных сбросов.

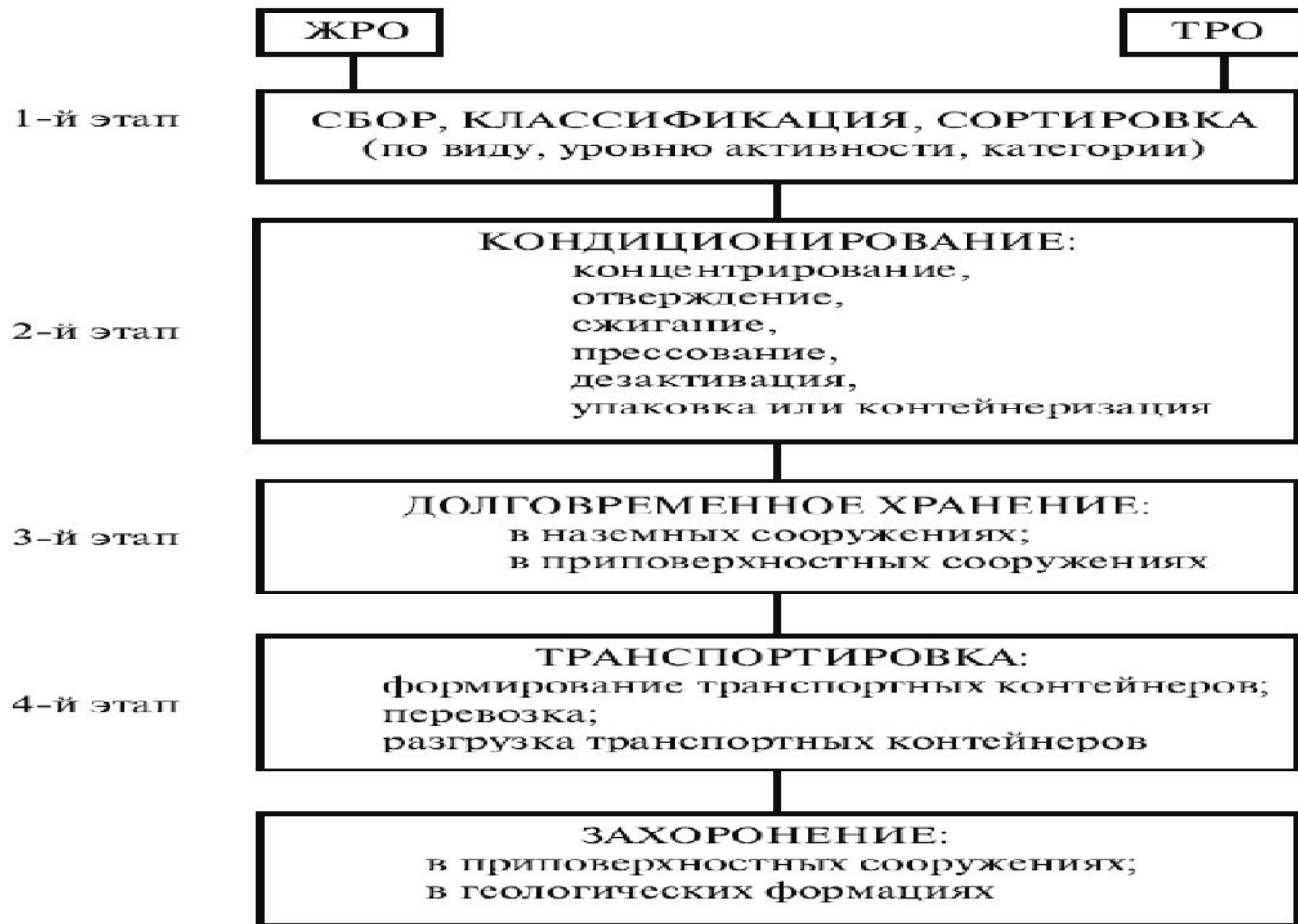
Обращение с радиоактивными отходами на атомной электростанции

- **Классификация радиоактивных отходов**
- К радиоактивным отходам (РАО) относятся не подлежащие дальнейшему использованию растворы, газы, изделия, материалы, оборудование, аппаратура, грунт, содержащие радиоактивные вещества в количествах, превышающих безопасные для экосферы значения, установленные действующими нормативами.
- *Радиоактивные отходы классифицируются по агрегатному состоянию, уровню активности и физико-химическому состоянию .*
- По агрегатному состоянию РАО подразделяются на жидкие, твердые и газообразные.
- По уровню активности жидкие отходы (ЖРО) подразделяются на высокоактивные, среднеактивные и низкоактивные ; твердые (ТРО) — на отходы 1-й группы (слабоактивные), 2-й группы (среднеактивные) и 3-й группы (высокоактивные);

В настоящее время единственным приемлемым способом относительного обезвреживания отходов является хранение в течение длительного времени с целью распада содержащихся в них радионуклидов.

- необходимая продолжительность их контролируемого хранения, должна составлять:
- до 300 лет — для отходов низкого и среднего уровней активности, содержащих продукты активации и малые количества долгоживущих продуктов деления;
- до 1000 лет — для высокоактивных отходов, содержащих долго-живущие продукты деления;
- более 1000 лет — для отходов, содержащих трансурановые элементы .
- Радиоактивные отходы, образующиеся на АЭС в период эксплуатации относятся в основном к низкоактивным отходам и содержат радионуклиды с периодом полураспада менее 30 лет. Количество высокоактивных отходов составляет менее 1 % общего количества РАО.

Схема обращения с РАО



Общие требования к хранилищам:

- обеспечение максимально возможной степени безопасности персонала АЭС, населения и окружающей среды;
- обеспечение надежности хранения РАО на весь период хранения; поддержание заданного режима хранения;
- обеспечение возможности извлечения отходов для дополнительной обработки и/или захоронения;
- обеспечение надежного контроля за безопасностью хранения.
- *Требования к хранилищам жидких радиоактивных отходов* предусматривают хранение данного вида отходов в специальных емкостях, конструкция которых исключает возможность утечек радиоактивных растворов в грунт и подземные воды.
- Емкости должны быть обеспечены системами перемешивания содержимого, теплоотвода, выдачи растворов в необходимом режиме, контроля уровня, температуры, давления и радиационного контроля. Обязательно наличие системы разбавления радиолитического водорода.
- *Требования к хранилищам твердых радиоактивных отходов* предусматривают хранение твердых и отвержденных РАО в специальных отсеках с учетом характеристик отходов и упаковок.

Практика обращения с радиоактивными отходами на АЭС с реактором ВВЭР

- Отработавшие тепловыделяющие сборки временно хранят в бассейне выдержки энергоблока, а в дальнейшем (вплоть до момента вывоза на радиохимический комбинат) — в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ).
- **Обращение с твердыми радиоактивными отходами.** При сортировке ТРО 1-й группы подразделяются на сжигаемые, прессуемые и не перерабатываемые. Сортировка проводится по месту сбора ТРО путем загрузки в соответствующие контейнеры. При этом, крупногабаритное оборудование подвергается разборке и фрагментации до требуемых габаритов. Дезактивированные металлические отходы направляются на переплавку.
- Для обеспечения безопасного обращения с ТРО используют специальные контейнеры, конструкция которых предусматривает возможность механизированной погрузки и разгрузки. Биологическая защита контейнеров должна обеспечивать мощность дозы на расстоянии 1 м от сборника с РАО на более 10 мбэр/ч.

Обращение с жидкими радиоактивными отходами ●

- При эксплуатации энергоблока с реактором ВВЭР для переработки ЖРО предусмотрены установки специальной водоочистки. Имеется семь видов специальных водоочисток. Часть систем СВО относится к установкам спецводоочисток реакторного отделения (это СВО-1 и СВО-2), а часть (СВО-3, СВО-4, СВО-5, СВО-6 и СВО-7) — к установкам спецводоочисток спецкорпуса.
- Система СВО-1 предназначена для очистки теплоносителя 1-го контура от дисперсных продуктов коррозии конструкционных материалов и является системой нормальной эксплуатации.
- Система СВО-2 предназначена для очистки теплоносителя в ходе всех операций, связанных с изменением концентрации борной кислоты в 1-м контуре, для снижения активности или концентрации хлоридов в теплоносителе, при разогреве 1-го контура во время пуска, а также для очистки организованных протечек контура в период нормальной эксплуатации.

- Система СВО-2 размещается в реакторном отделении. Установка СВО-2 имеет системы технологического контроля, радиационного контроля, автоматического регулирования, дистанционного управления и технологической сигнализации.
- Система СВО-3 предназначена для очистки трапных вод: неорганизованных протечек объектов реакторного отделения и технического водоснабжения, вод дезактивации, регенерационных вод (после регенерации и взрыхления ионообменных фильтров всех спецводоочисток), возвратных вод узла хранения ЖРО, вод с повышенным уровнем активности из контрольных баков установок СВО-4, СВО-5, СВО-6, СВО-7.

Основные принципы вывода ядерных энергоблоков из эксплуатации

- В сводах положений МАГАТЭ по безопасности АЭС понятие «снятие с эксплуатации» трактуется как «...процесс окончательного прекращения эксплуатации АЭС».
 - В соответствии с определением МАГАТЭ, существуют три стадии вывода ядерного энергоблока из эксплуатации:
 - 1) хранение под наблюдением;
 - 2) частичный демонтаж, с ограниченным использованием площадки;
 - 3) полный демонтаж с неограниченным использованием площадки.
- Стадии 1 и 2 могут быть отдельными вариантами вывода объекта
- из эксплуатации, но обычно рассматриваются как промежуточные, ведущие к заключительной третьей стадии.

В общем виде вариант ликвидации ядерных энергоблоков включает следующие этапы



- *(консервация) энергоблока* — это подготовка энергоблока к последующему длительному хранению под наблюдением..
- На этом этапе необходимо завершить вывоз с промплощадки отработавшего ядерного топлива, закончить строительство и ввести в эксплуатацию дополнительные сооружения для хранения радиоактивных отходов, завершить дезактивационные работы, задействовать ужесточенную систему радиационного контроля и физической охраны зданий и сооружений, выполнить локализацию активного оборудования (соорудить дополнительные барьеры) для недопущения воздействия радиоактивности на внешнюю среду.
- На этом же этапе следует завершить комплексное обследование состояния зданий, сооружений, систем и оборудования и по его результатам принять окончательное решение: о перепрофилировании блока или о необходимости вывода его из эксплуатации.
- На выполнение работ данного этапа потребуется ориентировочно от 3 до 5 лет;

- **длительная выдержка снимаемого с эксплуатации энергоблока (длительное безопасное хранение под наблюдением)** — это содержание блока в радиационно-безопасном состоянии для персонала, населения и окружающей среды, когда на реакторном и радиоактивном оборудовании не ведутся демонтажные работы.
- На данном этапе может проводиться демонтаж общеэнергетического, вспомогательного и другого «чистого» оборудования.
- Продолжительность этапа зависит от фактического состояния оборудования и систем снимаемого с эксплуатации энергоблока, от особенностей региона, в котором расположена АЭС.
- Увеличение продолжительности хранения позволяет снизить дозозатраты и стоимость работ по демонтажу и захоронению реакторной установки за счет естественного распада радионуклидов.
- технически и экономически оправданным является период длительной выдержки 30 лет, который позволяет снизить наведенную активность конструкционных материалов в 60—100 раз (в России, США и Канаде на этап длительной выдержки, отводят 30 лет, в Великобритании — до 100 лет).