**Севастопольский Национальный Университет Ядерной Энергии и Промышленности**

**Контрольная работа №2**

**По дисциплине: Дозиметрия и радиационная безопасность на атомных электрических станциях**

**На тему: Организация радиационной безопасности на АЭС**

**Севастополь 2006**

**Введение**

Основная задача дозиметрии — определение дозы излучения в различных материалах, средах и особенно в тканях живого организма с целью выявления, оценки и предупреждения возможной радиационной опасности для человека. Иначе, основная задача дозиметрии сводится к обеспечению радиационной безопасности при проведении работ в условиях ионизирующих излучений.

Ядерная энергетическая установка считается безопасной, если ее радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду в процессе нормальной эксплуатации и проектных авариях не приводит к превышению установленных доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и сбросам радиоактивных веществ в окружающую среду, а также ограничивает это воздействие при запроектных авариях. Это качество реализуется с использованием специальных норм и правил по безопасности при проведении работ с источниками ионизирующих излучений.

**Организация радиационной безопасности на АЭС**

В соответствии с законом Украины "Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности" категории радиационная безопасность и радиационная зашита характеризуются следующими определениями:

* радиационная безопасность — соблюдение допустимых пределов радиационного воздействия на персонал, население и окружающую природную среду, установленных нормами, правилами и стандартами по безопасности;
* радиационная защита — совокупность радиационно-гигиенических, проектно-конструкторских, технических и организационных мер, направленных на обеспечение радиационной безопасности.

Таким образом, радиационная безопасность — это цель, достижение которой является обязательной при эксплуатации АЭС, а радиационная защита — средство достижения этой цели.

Радиационная зашита при проведении работ, связанных с использованием ядерных установок и источников ионизирующих излучений, основывается на следующих основных принципах:

* не может быть разрешена никакая деятельность, если преимущество от такой деятельности меньше, чем возможный причиненный ею ущерб;
* величина индивидуальных доз, количество облучаемых лиц и вероятность облучения от любого конкретного источника ионизирующих излучений должны иметь самые низкие показатели, которых можно практически достичь с учетом экономических и социальных факторов;
* облучение отдельных лиц от всех источников и видов деятельности не должно превышать установленных дозовых пределов по нормам, правилам и стандартам по радиационной безопасности.

Общее руководство по обеспечению радиационной безопасности АЭС возглавляет ее директор, на которого возлагается ответственность за разработку Программы радиационной защиты АЭС и организацию контроля ее выполнения. Главный инженер АЭС персонально отвечает за организацию и техническое обеспечение радиационной безопасности, выполнение Программы радиационной защиты АЭС. Руководители подразделений АЭС несут персональную ответственность за изучение и выполнение подчиненным персоналом правил и инструкций по радиационной безопасности, Программы радиационной защиты АЭС.

Радиационный контроль — это часть организационных и технических мер радиационной защиты АЭС, направленных на контроль за соблюдением норм радиационной безопасности и основных санитарных правил работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений, а также получение, обработку и представление измерительной информации о состоянии радиационной обстановки во всех режимах эксплуатации АЭС.

Радиационный контроль на АЭС выполняется по следующим основным направлениям:

* контроль защитных барьеров на пути распространения радионуклидов;
* технологический контроль сред эксплуатации оборудования;
* дозиметрический контроль;
* контроль окружающей среды;
* контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений.

Радиационный контроль защитных барьеров включает в себя контроль объемной активности реперных радионуклидов или их групп:

* в теплоносителе основного циркуляционного контура, что характеризует герметичность оболочек ТВЭЛов;
* в технологических средах или в воздухе производственных помещений, связанных с оборудованием основного циркуляционного контура, что характеризует его герметичность.
* в выбросах за пределы АЭС, что характеризует герметичность последнего защитного барьера АЭС.

Радиационный контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений включает в себя:

* контроль уровня загрязнений радиоактивными веществами поверхностей производственных помещений и оборудования, кожных покровов, обуви, производственной одежды, средств индивидуальной защиты персонала при пересечении ими границы зоны строго режима;
* контроль уровня загрязнения радиоактивными веществами выносимых и вывозимых с АЭС оборудования и материалов, транспортных средств при пересечении ими границы территории АЭС;
* контроль уровня загрязнения радиоактивными веществами личной одежды и обуви персонала при пересечении ими границы территории АЭС.

Радиационный контроль окружающей среды включает в себя:

* контроль активности и радионуклидного состава организованного выброса в атмосферу - аэрозолей, изотопов йода в аэрозольной и молекулярной фракциях и инертных радиоактивных газов;
* контроль активности и радионуклидного состава атмосферных выпадений с помощью планшетов;
* контроль активности и нуклидного состава сбросов во внешнюю среду,
* контроль активности и нуклидного состава жидких и твердых радиоактивных отходов;
* контроль активности и радиоактивного состава утечки радиоактивных веществ из хранилищ твердых отходов (XTO) и хранилищ жидких отходов (ХЖО);
* контроль мощности дозы гамма-излучения и годовой дозы на местности в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

Радиационный технологический контроль включает в себя:

* контроль объемной активности технологических сред, в том числе до и после фильтров спецводоочистки и спецгазоочистки;
* контроль объемной активности аэрозолей, инертных радиоактивных газов в необслуживаемых помещениях, локализующих и вентиляционных системах.

Радиационный дозиметрический контроль включает в себя:

* + контроль индивидуальных и коллективных доз внешнего облучения персонала;
	+ контроль содержания радиоактивных веществ в организме работающих;
	+ контроль мощности дозы гамма-излучения в обслуживаемых, периодически обслуживаемых помещениях и на промплощадке АЭС;
	+ контроль мощности дозы нейтронов в центральном зале реактора, в смежных с реактором помещениях и на участках обращения со свежим и отработанным топливом;
	+ контроль объемной активности и нуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе производственных помещений;
	+ контроль плотности потока бета-излучения в обслуживаемых, периодически обслуживаемых помещениях и на промплощадке АЭС.

Кроме перечисленных видов контроля могут быть организованы другие дополнительные и специальные виды радиационного контроля для получения дополнительного и углубленного изучения радиационной обстановки при выполнении нестандартных технологических операций или при работах, связанных с ликвидацией последствий радиационных аварий на АЭС.

Объем радиационного контроля АЭС — это перечень характеристик параметров радиационного контроля, в который включаются, прежде всего, виды контролируемых радиационных параметров и физических величин, число точек контроля, периодичность измерения, методы и средства измерений.

Основным документом, в котором определен плановый объем радиационного контроля АЭС, является регламент радиационного контроля АЭС.

Объем радиационного контроля должен быть первоначально разработан и утвержден в установленном порядке на стадии проектирования АЭС.

Для оптимизации объема контроля на АЭС необходимо четко сгруппировать контролируемые параметры и выработать обобщенные критерии радиационной безопасности эксплуатации АЭС, связывающие параметры радиационной обстановки с объемной активностью теплоносителя первого контура, значением протечек, продолжительностью эксплуатации и другими характеристиками оборудования. Оптимизация объема радиационного контроля может проводиться по мере накопления персоналом опыта эксплуатации АЭС.

Атомная станция может функционировать в следующих режимах и состояниях:

* режим нормальной эксплуатации;
* режим отклонения от нормальной эксплуатации;
* режим проектной аварии;
* режим запроектной аварии;
* состояние ликвидации последствий аварии;
* режим снятия с эксплуатации.

Режим нормальной эксплуатации — основной режим работы АЭС. В то же время безопасность АЭС в любой момент времени определяется следующими факторами:

* + готовностью персонала и оборудования к предотвращению проектных аварий;
	+ готовностью персонала и оборудования к работе при проектных авариях;
	+ вероятностью возникновения запроектных аварий;
	+ готовностью персонала и оборудования к работе в условиях запроектных аварий.

Радиационная безопасность во всех режимах эксплуатации АЭС обеспечивается следующими методами и средствами:

* организационно-управленческие методы, включающие в себя методы организации труда, подготовки персонала, проверки состояния радиационной безопасности, а также весь процесс принятия решений по обеспечению радиационной безопасности, начиная от исполнителя работ и заканчивая руководством эксплуатирующей организации;
* технические средства, включающие в себя оборудование, сооружения, конструкции, предназначенные для удержаний радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в заданных границах;
* радиационно-гигиенические средства, включающие в себя оборудование, сооружения, средства индивидуальной зашиты, предназначенные для снижения радиационного воздействия на человека;
* информационно-обеспечивающие средства, включающие в себя все приборы, датчики, системы баз данных, предназначенные для получения, обработки, использования и хранения информации необходимой для качественного обеспечения радиационной безопасности.

*До начала эксплуатации АЭС* ее объекты должны быть приняты комиссией в составе представителей заинтересованной организации, органов Государственного санитарного надзора, технической инспекции профсоюза, органов внутренних дел. Комиссия устанавливает соответствие принимаемых объектов проекту и требованиям действующих норм и правил, наличие условий радиационной безопасности для персонала и населения, обеспечение условий сохранности радиоактивных веществ и решает вопрос о возможности эксплуатации объекта и получения учреждением источников ионизирующих излучений.

Хранение и проведение работ с источниками ионизирующих излучений разрешается только после оформления санитарного паспорта. Санитарный паспорт на право работы с источниками ионизирующего излучения оформляют местные органы Госсаннадзора на основании акта приемки новых (реконструированных) учреждений или акта санитарного обследования действующих учреждений. Копия санитарного паспорта направляется для регистрации в органы внутренних дел.

Администрация учреждения обязана разработать, согласовать с органами Госсаннадзора и утвердить инструкции по радиационной безопасности в учреждении. В этих инструкциях излагаются порядок проведения работ, учета, хранения и выдачи источников излучения, сбора и удаления радиоактивных отходов, содержания помещений, меры индивидуальной защиты, организации проведения радиационного контроля, меры радиационной безопасности при работах с источниками ионизирующих излучений, меры предупреждения, выявления и ликвидации радиационной аварии.

С целью обеспечения радиационной безопасности АЭС на каждой станции создаются службы радиационной безопасности.

*В процессе нормальной эксплуатации АЭС* службами радиационной безопасности решаются следующие основные задачи:

* организация и осуществление всех видов радиационного контроля;
* установление контрольных уровней внешнего и внутреннего облучения персонала, параметров радиационной обстановки на АЭС;
* участие в планировании любой деятельности, которая может привести к облучению персонала, превышающему контрольные уровни;
* разработка и принятие необходимых мер для предотвращения возникновения возможных аварийных ситуаций;
* организация обеспечения радиационной безопасности и охраны окружающей среды при эксплуатации оборудования, применяемого на АЭС;
* контроль соблюдения всеми подразделениями, включая подрядчиков, действующих правил и норм по безопасности в зоне действия АЭС;
* разработка организационных и технических мероприятий по радиационной защите персонала и населения на случай аварии;
* разработка Программы радиационной защиты и инструкций по радиационной безопасности;
* участие в экспертизе проектных решений по вопросам радиационной безопасности;
* организация поверки, калибровка и ремонт технических средств радиационного контроля;
* проведение анализа причин изменения радиационной обстановки в помещениях станции и на территории окружающей ее, причин облучения персонала, а также эффективности внедрения мероприятий по нормализации радиационной обстановки в помещениях, снижению доз облучения персонала, улучшению санитарно-бытовых условий и охране окружающей среды;
* участие, совместно с руководителями цехов, отделов и смен, в расследовании случаев облучения персонала дозами, превышающими установленные;
* участие в подготовке и разработке программ обучения по вопросам безопасности;
* выдача заключения на техническую документацию о соответствии ее требованиям правил безопасности и охраны окружающей среды;
* рассмотрение технологии выполнения радиационно-опасных работ, разработка и выдача рекомендаций по улучшению условий труда и повышению безопасности выполнения работ, по снижению индивидуальных и коллективных доз облучения персонала;
* разработка и пересмотр в сторону ужесточения контрольных уровней по радиационной обстановке;
* контроль проведения и результатов медицинского обследования персонала;
* организация информационного обеспечения по вопросам, связанным с радиационной безопасностью.

Как правило, службы радиационной безопасности имеют следующие права:

* выдавать предписания и указания руководителям структурных подразделений АЭС по выполнению плановых мероприятий в области безопасности и улучшения условий труда, по устранению нарушений правил РБ и санитарных норм;
* запрещать производство работ в случаях, если на участках и оборудовании создались условия, опасные для жизни и здоровья работающих, или если продолжение выполнения работ может привести к аварийной ситуации;
* запрещать использование неисправного или загрязненного выше допустимого уровня рабочего инструмента, приспособлений и других видов оснастки;
* участвовать в работе комиссий по приемке в эксплуатацию нового оборудования, сооружений и хранилищ;
* требовать от руководителей подразделений своевременного расследования случаев ухудшения радиационной обстановки.

Основные радиационно-гигиенические регламенты и положения относительно защиты от источников потенциального облучения определенны НРБУ‑ 97/Д‑ 2000. Действие Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности Украины распространяется на все виды производственной деятельности, а также на все ситуации вмешательства, в условиях которых происходит или может происходить облучение человека на производстве и/или в быту любыми источниками естественного и/или искусственного происхождения (кроме тех, которые в соответствии с пунктом 1.11 исключены из сферы действия Правил).(Утверждено: приказ МЗ Украины от 02.02.2005 № 54).

В соответствии с ОСП-72/87 и СПАС-88 одной из важных организационных мер радиационной защиты является строгое соблюдение *режима зон.* Это значит, что все здания, сооружения и промышленная площадка АЭС должны быть разделены на *чистую зону и зону возможного загрязнения* (зону строгого режима). При этом должен осуществляться строгий контроль пересечения установленных границ зон людьми и радиоактивными материалами. При необходимости должны быть организованы и оборудованы *санпропускники и саншлюзы* с целью принудительного дозиметрического контроля проходящего через них персонала.Другой важной мерой радиационной защиты является выдача *разрешений-нарядов* на производство работ в зоне строгого режима. Перечни работ, выполняемых по нарядам, определяются распоряжением главного инженера АЭС.

Безопасность атомной станции должна обеспечиваться за счет последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, основанного на применении системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности и непосредственно по защите населения.

Система барьеров включает: топливную матрицу, оболочки ТВЭЛов, границу контура теплоносителя, охлаждающего активную зону, герметичное ограждение локализующих систем безопасности. Состояние каждого из этих барьеров контролируется в процессе эксплуатации АЭС и поддерживается на уровне, соответствующем требованиям действующих нормативных документов по безопасности АЭС.

Снижение мощности эквивалентной дозы от внешнего ионизирующего излучения до уровня, не превышающего допустимый во всех режимах работы АЭС, осуществляется экраном биологической защиты.

*Защитный материал* выбирают с учетом защитных и механических свойств, а также его стоимости, массы и объема. Помимо защитных свойств, материал должен быть конструкционно-прочным; иметь высокую радиационную и термическую стойкость, огнестойкость, жаростойкость, химическую инертность; не выделять под действием нагрева и облучения ядовитых и взрывоопасных с резким запахом газов; сохранять стабильные размеры. Необходимо также учитывать простоту монтажа, возможность механической обработки, стоимость и доступность материалов.

Защитные свойства материалов от нейтронного излучения определяются их замедляющей и поглощающей способностью, степенью активации. Быстрые нейтроны наиболее эффективно замедляются веществами с малым атомным номером, такими как графит и водородсодержащие вещества (легкая и тяжелая вода, пластмассы, полиэтилен, парафин). Для эффективного поглощения тепловых нейтронов применяются материалы, имеющие большое сечение поглощения: соединения с бором — борная сталь, бораль, борный графит, карбид бора, а также кадмий и бетон (на лимонитовых и других рудах, содержащих связанную воду).

Гамма-излучение наиболее эффективно ослабляется материалами с большим атомным номером и высокой плотностью (свинец, сталь, бетон, магнетитовые и другие руды, свинцовое стекло).

На АЭС в качестве материала для биологической защиты обычно используется бетон, металлические конструкции и вода.

Рассмотрим некоторые материалы, получившие широкое применение в качестве защиты от нейтронного и гамма-излучения.

*Вода* используется не только как замедлитель нейтронов, но и как защитный материал от нейтронного излучения вследствие высокой плотности атомов водорода. После столкновений с атомами водорода быстрый нейтрон замедляется до тепловой энергии, а затем поглощается средой. При поглощении тепловых нейтронов ядрами водорода по реакции H(n,γ)D, возникает захватное γ-излучение с энергией E =2,23 МэВ. Захватное γ-излучение можно значительно снизить, если применить борированную воду. В этом случае тепловые нейтроны поглощаются бором по реакции B(n,α)Li, а захватное излучение имеет энергию E = 0,5 МэВ. Конструктивно водяную защиту выполняют в виде заполненных водой секционных баков из стали или других материалов.

*Полиэтилен* (р = 0,93 г/см3, nн= 7,92 ·1022 ядер/см3) — термопластичный полимер (CnH2n), является лучшим замедлителем, чем вода. Полиэтилен можно применять на таких участках защиты, где его температура будет меньше температуры размягчения, равной 368К. Полиэтилен применяют в виде листов, лент, прутков и т.п. При использовании полиэтилена необходимо учитывать его высокий коэффициент линейного расширения (в 13 раз больше, чем у железа). С повышением температуры полиэтилен размягчается, а затем загорается, образуя двуокись углерода и воду. Защитные свойства от γ-излучения примерно такие же, как у воды. Для уменьшения захватного γ-излучения в полиэтилен добавляют борсодержащие вещества

Из других водородсодержащих веществ используют различные пластмассы (полистирол, полипропилен) и гидриды металлов.

Графит находит широкое применение в реакторах на тепловых нейтронах в качестве замедлителя и отражателя. Он обладает достаточной прочностью, легко поддается механической обработке, используется в защите в виде блоков. Однако стойкость графита к окислению низка, в результате чего он становится хрупким. Кроме того, при облучении нейтронами кристаллическая решетка графита повреждается, что отражается на его физических свойствах. Для повышения стойкости графита к окислению до температуры 800 — 1250 K производится покрытие его поверхности пленкой из фосфатного стекла. При температуре свыше 400 K графит используют в инертной среде.

*Карбид бора* хрупок, обладает высокой термостойкостью. Рабочая температура на воздухе до 800 K, в инертной среде до 1800 K. При поглощении тепловых нейтронов в результате ядерной реакции B(n,α)Li образуются гелий и литий. Скопление гелия в порах при высокой температуре может привести к увеличению давления в газовой полости, вследствие чего возникают трещины в материале. Присутствие лития в борсодержащем материале снижает его коррозионные свойства.

Содержание бора в легированной стали не должно превышать 3%, при более высоком его содержании сталь становится хрупкой и плохо обрабатывается. С использованием бора изготовляют дисперсионные материалы, например бораль, борный графит и др.

*Бораль* изготовляют из листов алюминия, между которыми засыпают порошкообразную смесь карбида бора с алюминием. Затем всю массу прокатывают в горячем состоянии. Лист бораля толщиной 0,44 см с массовым содержанием B4C до 30% снижает плотность потока тепловых нейтронов в 1000 раз. Бораль обладает удовлетворительной теплопроводностью, его плотность сохраняется до температуры 1100 K. Бораль хорошо обрабатывается, легко сваривается в атмосфере гелия.

*Борный графит* гораздо дешевле бораля. Как и бораль, он обладает хорошими поглощающими свойствами и малой остаточной активностью. Лист из борного графита толщиной 2,5 см (с массовым содержанием бора до 4%) ослабляет плотность потока тепловых нейтронов в 400 раз.

*Железо* используется для защиты в виде изделий из стали и чугуна (прокат, поковка, дробь). Сталь (углеродистая и с легирующими элементами) является основным конструкционным материалом для изготовления узлов реакторных установок (корпус реактора, тепловая и радиационная защита, трубопроводы, различные механизмы, арматура для защиты из других материалов и т.п.). Она относится к материалам, в которых хорошо сочетаются конструкционные и защитные свойства. Масса зашиты из стали от γ-излучения на 30% больше массы эквивалентной свинцовой защиты, однако повышенный расход материала компенсируется лучшими конструкционными характеристиками стали. В качестве защиты от нейтронного излучения сталь более эффективна, чем свинец. Однако при использовании стали в качестве конструкционного материала для реактора необходимо учитывать и ее недостатки. Под действием тепловых нейтронов железо, являющееся основной составной частью стали, активируется с образованием радионуклида 55Fe (Т1/2=45,1 сут), излучающего фотоны (Eγ1= 1,1 МэВ; Eγ2=1,29 МэВ). Кроме того, при захвате нейтронов атомами железа возникает захватное γ-излучение (Eγ =7,7 МэВ). Иногда при несовершенной конструкции реакторной установки захватное γ-излучение, возникающее в железных конструкциях тепловой защиты, является определяющим при выборе зашиты от излучения. К недостаткам железа как защитного материала относится плохое ослабление нейтронов промежуточных энергий. При защите следует обращать внимание на со держание в стали марганца, тантала и кобальта, так как наведенная γ-активность определяется в основном содержанием этих элементов стали. Сталь, подвергающаяся облучению нейтронами высокой плотности, должна содержать не более 0,2% марганца, а тантал и кобальт могут находиться лишь в виде следов.

Захватное γ-излучение и остаточную активность можно в значительной степени уменьшить, если добавить в сталь борное соединение и получить борную сталь. Бор интенсивно поглощает тепловые нейтроны, при этом образуются легко поглощаемое γ-излучение (E =0,5 МэВ) и α-частицы. Борная сталь по механическим свойствам хуже конструкционной стали. Она очень хрупка и трудно поддается механической обработке.

*Свинец* используется для защиты в виде отливок (очехлованных стальными листами), листов, дроби. Из имеющихся дешевых материалов свинец обладает наиболее высокими защитными свойствами от γ-излучения. Его целесообразно использовать при необходимости ограничения размеров и массы защиты. Применение свинца ограничивается низкой температурой плавления (600 К). Защитные материалы вольфрам, тантал могут использоваться в горячих зонах, в которых применение свища исключается. Использовать эти металлы для защиты промышленных реакторов нецелесообразно, так как они крайне дороги.

*Кадмий* хорошо поглощает нейтроны с энергией меньше 0,5 эВ. Листовой кадмий толщиной 0,1 см снижает плотность потока тепловых нейтронов в 109 раз. При этом возникает захватное γ-излучение с энергией до 7,5 МэВ. Кадмий не обладает достаточно хорошими механическими свойствами. Поэтому чаще применяют сплав кадмия со свинцом, который наряду с хорошими защитными свойствами от нейтронного и γ-излучений имеет лучшие механические свойства по сравнению со свойствами чистого кадмия.

*Бетон* является основным материалом для защиты от излучений, если масса и размер защиты не ограничиваются другими условиями. Бетон, применяющийся для защиты от излучений, состоит из заполнителей, связанных между собой цементом. В состав цемента в основном входят окислы кальция, кремния, алюминия, железа и легкие ядра, которые интенсивно поглощают γ-излучение и замедляют быстрые нейтроны в результате упругого и неупругого столкновений. Ослабление плотности потока нейтронов в бетоне зависит от содержания воды в материале защиты, которое определяется в основном типом используемого бетона. Поглощение нейтронов бетонной защитой может быть значительно увеличено введением соединения бора в состав материала защиты. Поглощающая способность γ-излучения зависит от плотности бетона, которая может составлять 2,1 — 6,6 т/м3. Наибольшая плотность бетона получается при использовании в качестве заполнителя железного скрапа (стальных шариков, проволоки, обрезков стального лома), наименьшая — при использовании песка и гравия. Конструкция бетонной защиты может быть монолитной (для больших реакторов) или состоять из отдельных блоков (небольших реакторов). Для снижения выхода захватного γ-излучения в бетон вводят вместо заполнителя до 3% B4C.

В зависимости от применяемых заполнителей и условий эксплуатации бетона выделяют его следующие типы:

*Строительный бетон* (р=2,2 —2,3 т/м3) используют для изготовления защиты, которую эксплуатируют при низкой температуре или при наличии системы охлаждения. Заполнителем является гранит, известняк и др. Для затвердения бетона применяют воду.

*Лимонитовые бетоны* (р=2,4 — 3,2 т/м3) изготовляют на лимонитовых заполнителях.

(2FeO3·SH2O — 65%, H2O — 12%)

При T=500 K теряют 25% связанной воды.

*Серпентинитовый бетон* (р=2,5 — 2,7 т/м3) изготовляют из серпентинитовых (3MgO·SiO2·2H2O с примесями Al2O3, FeO, Fe2O3) заполнителей. При Т=780 К теряет связанную воду. Рабочая температура бетона 750 K. Для улучшения защитных свойств бетона добавляют в виде заполнителя железную дробь или металлический песок.

*Бруситовый бетон* (р=2,1 — 2,2 т/м3) изготовляют из Mg(OH)2 с примесями CaO и SiO2, содержащих до 30% воды, которая теряется при Т=650 К. Рабочая температура бетона Т = 600 К.

*Магнетитовые бетоны* (р = 3 т/м3) изготовляют из магнетитовых (Fe3O4) заполнителей. Если вода содержится только в виде воды затвердевания, бетон не отличается от обычного строительного бетона. Бетон используется при T=300 K.

*Хромитовые бетоны* (р=3,2 — 3,3 т/м3) состоят из хромитовых заполнителей FeCrO4 и используются как жароупорный бетон с рабочей температурой T=1100 K.

*Баритовые бетоны* (р = 3,0 — 3,6 т/м3) приготавливают из 80 — 85% BaSO4 и используют как строительный материал. Вода содержится в виде воды затвердевания.

**Вывод**

Таким образом, четкая организация работы службы радиационной безопасности в условиях нормальной эксплуатации является залогом безопасности всех видов работ и в других режимах, в том числе в аварийных режимах эксплуатации АЭС.

**Список литературы**

1. Боровой А.А., Васильченко В.Н., Носовский А.В., Попов А.А., Щербина В.Г. Концепция радиационного контроля ПО "Чернобыльская АЭС" и основные технические требования к системе PK. - Чернобыль, 1993.
2. Васильченко В.Н., Носовский AB., Крючков В.П., Осанов Д.П., Павлов Д.А., Цовьянов А.Г., Бондарчук А.С., Ильичев С.В. Принципы организации сбора информации по дозиметрическим аспектам радиационных аварий. Руководящий документ Росстандарта, РД-187655/94.-Москва, 1994.
3. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. / Изд. 3-е, перераб. и доп. Под редакцией E. Л. Столяровой. Учебник для вузов. - M.: Атомиздат, 1976. Закон Украины. Об обращении с радиоактивными отходами. Укр ЯО. - Киев, 1995.
4. Иванов В.И. Курс дозиметрии: Учебник для вузов./4-е изд., перераб. и доп.-M.: Энергоатомиздат, 1988.
5. Индивидуальная защита работающих в атомной энергетике/ В.С Кощеев, Д.С. Гольддггейн, В.Н. Клочков и др. -M.: Энергоатомиздат, 1992.
6. Кононович А.Л., Осколков Б.Я., Кудрявцева Н.А, Коротков В.Т., Ростовцев А.Л., Носовский А.В., Васильченко В.Н., Чабан Н.Г. Оценка радиоактивного состояния подземных вод в районе Чернобыльской АЭС. - Атомная энергия, 1994, т.77, вып.5.
7. Культура безопасности: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG). - Вена, МАГАТЭ, 1990. (Серия безопасности 75-INSAG-4).
8. Левин В.Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. Учебник для техникумов. /3-е.изд. - M.: Атомиздат, 1975.
9. Мащенко Н.П., Мурашко В.А. Радиационное воздействие и радиационная защита населения при ядерных авариях на атомных электростанциях: Учеб. пособие. - К.: Вища шк., 1992.
10. Машкович В.П., Панченко А.М. Основы радиационной безопасности. Уч. Пособие для вузов. - M.: Энергоатомиздат, 1990.
11. Носовский А.В., Цовьянов А.Г., Кочетков О.А., Чабан Н.Г., Иванов Е.А. Опыт эксплуатации системы санитарно-пропускного режима на Чернобыльской АЭС. – Атомная энергия, 1997, т. 82, вып.2, с. 140-146.
12. Нормы радиационной безопасности НРБ -76/87. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующх излучений ОСП - 72/ 87 / Минздрав СССР- 3-е изд., перераб. и доп. - M.: Энергоатомиздат, 1988.
13. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) ПНАЭ Г-1-011-89 / Госатомнадзор СССР. - M.: Энергоатомиздат, 1990.
14. Правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений в учреждениях, организациях и на предприятиях Академии наук СССР.-M.: Наука, 1984.
15. Радиация: Дозы, эффекты, риск. Пер с англ. - M.: Мир, 1990.