

ГЛОССАРИЙ на базе МКРЗ-99

1. Авария радиационная проектная - авария, для которой проектом определены исходные и конечные состояния радиационной обстановки и предусмотрены системы безопасности.

2. Активность (A) - мера радиоактивности какого-либо количества радионуклида, находящегося в данном энергетическом состоянии в данный момент времени: где dN - ожидаемое число спонтанных ядерных превращений из данного энергетического состояния, происходящих за промежуток времени dt . Единицей активности является беккерель (Бк). Используемая ранее внесистемная единица активности кюри (Ки) составляет $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк.

$$A = \frac{dN}{dt}$$

3. Активность минимально значимая (МЗА) - активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов госсанэпиднадзора на использование этих источников, если при этом также превышено значение минимально значимой удельной активности.

4. Активность минимально значимая удельная (МЗУА) - удельная активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов госсанэпиднадзора на использование этого источника, если при этом также превышено значение минимально значимой активности.

5. Активность удельная (объемная) - отношение активности A радионуклида в веществе к массе m (объему V) вещества:

Единица удельной активности - беккерель на килограмм, Бк/кг.

Единица объемной активности - беккерель на метр кубический, Бк/м³.

$$A_m = \frac{A}{m} \quad A_v = \frac{A}{V}$$

6. Активность эквивалентная равновесная объемная (ЭРОА) дочерних продуктов изотопов радона - ^{222}Rn и ^{220}Rn - взвешенная сумма объемных активностей короткоживущих дочерних изотопов радона - ^{218}Po (A_{RaA}); ^{214}Pb (A_{RaB}); ^{214}Bi (A_{RaC}); ^{212}Pb (A_{ThB}); ^{212}Bi (A_{ThC}) соответственно:

$$(ЭРОА)_{\text{Rn}} = 0,10 A_{\text{RaA}} + 0,52 A_{\text{RaB}} + 0,38 A_{\text{RaC}}$$

$$(ЭРОА)_{\text{Tn}} = 0,91 A_{\text{ThB}} + 0,09 A_{\text{ThC}},$$

где A_i - объемные активности дочерних изотопов радона.

7. Вещество радиоактивное - вещество в любом агрегатном состоянии, содержащее радионуклиды с активностью, на которые распространяются требования настоящих Норм и Правил.

8. Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W_R) - используемые в радиационной защите множители поглощенной дозы, учитывающие относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов

Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны с энергией более 2 МэВ, кроме протонов отдачи	5

Примечание: Все значения относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутреннего облучения - испускаемому при ядерном превращении.

9. Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов при расчете эффективной дозы (W_T) - множители эквивалентной дозы в органах и тканях, используемые в радиационной защите для учета различной чувствительности разных органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации:

Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Остальное	0,05*

* "Остальное" включает: надпочечники, головной мозг, экстракраниальный отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку. В тех исключительных случаях, когда один из перечисленных органов или тканей получает эквивалентную дозу, превышающую самую большую дозу, полученную любым из двенадцати органов или тканей, для которых определены взвешивающие коэффициенты, следует приписать этому органу или ткани взвешивающий коэффициент, равный 0,025, а оставшимся органам или тканям из рубрики "Остальное" приписать суммарный коэффициент, равный 0,025.

10. Вмешательство - действие, направленное на снижение вероятности облучения, либо дозы или неблагоприятных последствий облучения.

11. Группа критическая - группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам - полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного источника излучения.

12. Дезактивация - удаление или снижение радиоактивного загрязнения с какой-либо поверхности или из какой-либо среды.

13. Доза поглощенная (D) - величина энергии ионизирующего излучения, переданная веществу: $D = \frac{\overline{de}}{dm}$, где de - средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме, а dm - масса вещества в этом объеме. Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя

доза будет равна полной энергии, переданной объему, деленной на массу этого объема. В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм ($\text{Дж} \times \text{кг}^{-1}$), и имеет специальное название - грей (Гр). Используемая ранее внесистемная единица рад равна 0,01 Гр.

14. Доза в органе или ткани (D_T) - средняя поглощенная доза в определенном органе или ткани

$$D_T = (1/m_T) \int_{m_T} D \times dm$$

человеческого тела: где m_T - масса органа или ткани, а D - поглощенная доза в элементе массы dm .

15. Доза эквивалентная ($H_{T,R}$) - поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения, W_R :

$H_{T,R} = W_R \times D_{T,R}$, где $D_{T,R}$ - средняя поглощенная доза в органе или ткани T , а W_R - взвешивающий коэффициент для излучения R .

При воздействии различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения.

$$H_T = \sum_R H_{T,R}$$

Единицей эквивалентной дозы является зиверт (Зв).

16. Доза эффективная (E) - величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_T W_T \times H_T$$

, где H_T - эквивалентная доза в органе или ткани T , а W_T - взвешивающий коэффициент для органа или ткани T . Единица эффективной дозы - зиверт (Зв).

17. Доза эквивалентная ($H_T(\tau)$) или эффективная ($E(\tau)$) ожидаемая при внутреннем облучении - доза за время τ , прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt \quad , \quad E(\tau) = \sum_T W_T \times H_T(\tau)$$

где t_0 - момент поступления, а $H_T(t)$ - мощность эквивалентной дозы к моменту времени t в органе или ткани T . Когда τ не определено, то его следует принять равным 50 годам для взрослых и $(70-t_0)$ - для детей.

18. Доза эффективная (эквивалентная) годовая - сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Единица годовой эффективной дозы - зиверт (Зв).

19. Доза эффективная коллективная - мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы - человеко-зиверт (чел.-Зв).

20. Доза предотвращаемая - прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.

21. Загрязнение радиоактивное - присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте, в количестве, превышающем уровни, установленные настоящими Нормами и Правилами.

22. Загрязнение поверхности неснимаемое (фиксированное) - радиоактивные вещества, которые не переносятся при контакте на другие предметы и не удаляются при дезактивации.

- 23. Загрязнение поверхности снимаемое (нефиксированное)** - радиоактивные вещества, которые переносятся при контакте на другие предметы и удаляются при дезактивации.
- 24. Захоронение отходов радиоактивных** - безопасное размещение радиоактивных отходов без намерения последующего их извлечения.
- 25. Зона наблюдения** - территория вокруг радиационного объекта за пределами санитарно-защитной зоны, где проводится радиационный контроль и на которой при возникновении проектной радиационной аварии может потребоваться проведение мер защиты населения.
- 26. Зона радиационной аварии** - территория, где уровни облучения населения или персонала, обусловленные аварией, могут превысить пределы доз, установленные для нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения.
- 27. Источник ионизирующего излучения** - (в рамках данного документа - источник излучения) радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение, на которые распространяется действие настоящих Норм и Правил.
- 28. Источник излучения природный** - источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие настоящих Норм и Правил.
- 29. Источник излучения техногенный** - источник ионизирующего излучения специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности.
- 30. Источник радионуклидный закрытый** - источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.
- 31. Источник радионуклидный открытый** - источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду.
- 32. Категория объекта радиационного** - характеристика объекта по степени потенциальной опасности объекта для населения в условиях его нормальной эксплуатации и при возможной аварии.
- 33. Квота** - часть предела дозы, установленная для ограничения облучения населения от конкретного техногенного источника излучения и пути облучения (внешнее, поступление с водой, пищей и воздухом).
- 34. Класс работ** - характеристика работ с открытыми источниками ионизирующего излучения по степени потенциальной опасности для персонала, определяющая требования по радиационной безопасности в зависимости от радиотоксичности и активности нуклидов.
- 35. Контроль радиационный** - получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль).
- 36. Место рабочее** - место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения в течение более половины рабочего времени или двух часов непрерывно.
- 37. Мощность дозы** - доза излучения за единицу времени (секунду, минуту, час).
- 38. Население** - все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения.
- 39. Облучение** - воздействие на человека ионизирующего излучения.

- 40. Облучение аварийное** - облучение в результате радиационной аварии.
- 41. Облучение медицинское** - облучение пациентов в результате медицинского обследования или лечения.
- 42. Облучение планируемое повышенное** - планируемое облучение персонала в дозах, превышающих установленные основные пределы доз, с целью предупреждения развития радиационной аварии или ограничения ее последствий.
- 43. Облучение потенциальное** - облучение, которое может возникнуть в результате радиационной аварии.
- 44. Облучение природное** - облучение, которое обусловлено природными источниками излучения.
- 45. Облучение производственное** - облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности.
- 46. Облучение профессиональное** - облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.
- 47. Облучение техногенное** - облучение от техногенных источников как в нормальных, так и в аварийных условиях, за исключением медицинского облучения пациентов.
- 48. Обращение с отходами радиоактивными** - все виды деятельности, связанные со сбором, транспортированием, переработкой, хранением и (или) захоронением радиоактивных отходов.
- 49. Объект радиационный** - организация, где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения.
- 50. Органы государственного надзора за радиационной безопасностью** - органы, которые уполномочены правительством Российской Федерации или ее субъектов осуществлять надзор за радиационной безопасностью.
- 51. Отходы радиоактивные** - не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные настоящими Нормами и Правилами.
- 52. Паспорт радиационно-гигиенический организации** - документ, характеризующий состояние радиационной безопасности в организации и содержащий рекомендации по ее улучшению.
- 53. Паспорт радиационно-гигиенический территории** - документ, характеризующий состояние радиационной безопасности населения территории и содержащий рекомендации по ее улучшению.
- 54. Паспорт санитарный** - документ, разрешающий организации в течение установленного времени проводить регламентированные работы с источниками ионизирующего излучения в конкретных помещениях, вне помещений или на транспортных средствах.
- 55. Персонал** - лица, работающие с техногенными источниками излучения (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).
- 56. Предел дозы (ПД)** - величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышать в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

57. Предел годового поступления (ПГП) - допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы.

58. Радиационная авария - потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями персонала, стихийными бедствиями или иными причинами, которая привела к облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды, превышающим величины, регламентированные для контролируемых условий.

59. Радиационная безопасность населения - состояние защищенности настоящего и будущих поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

60. Работа с источником ионизирующего излучения - все виды обращения с источником излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль.

61. Работа с радиоактивными веществами - все виды обращения с радиоактивными веществами на рабочем месте, включая радиационный контроль.

62. Риск радиационный - вероятность возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения.

63. Санитарно-защитная зона - территория вокруг радиационного объекта, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения может превысить установленный предел дозы облучения населения.

64. Санпропускник - комплекс помещений, предназначенных для смены одежды, обуви, санитарной обработки персонала, контроля радиоактивного загрязнения кожных покровов, средств индивидуальной защиты, специальной и личной одежды персонала.

65. Саншлюз - помещение между зонами радиационного объекта, предназначенное для предварительной дезактивации и смены дополнительных средств индивидуальной защиты.

66. Средство индивидуальной защиты - средство защиты персонала от внешнего облучения, поступления радиоактивных веществ внутрь организма и радиоактивного загрязнения кожных покровов.

67. Уровень вмешательства (УВ) - уровень радиационного фактора, при превышении которого следует проводить определенные защитные мероприятия.

68. Уровень контрольный - значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т.д., устанавливаемое для оперативного радиационного контроля, с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

69. Устройство (источник), генерирующее ионизирующее излучение - электрофизическое устройство (рентгеновский аппарат, ускоритель, генератор и т.д.), в котором ионизирующее излучение возникает за счет изменения скорости заряженных частиц, их аннигиляции или ядерных реакций.

70. Эффекты излучения детерминированные - клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше - тяжесть эффекта зависит от дозы.

71. Эффекты излучения стохастические - вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы.

МИНИ-СЛОВАРЬ ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ.

Авария -

нарушение эксплуатации АС, при котором произошел выход радиоактивных продуктов и/или ионизирующих излучений за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации. Авария характеризуется исходным событием, путями протекания и последствиями. Под аварией часто понимают событие, не связанное с радиационными последствиями.

Аварийная ситуация -

состояние АС, характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, не перешедшее в аварию.

Административное руководство АС -

должностные лица, которым эксплуатирующей организацией предоставлены права и поручены обязанности по эксплуатации АС.

Активное устройство (элемент) -

устройство (элемент), функционирование которого зависит от нормальной работы другого устройства, например, управляющего устройства, энергоисточника и т.п.

Атомная станция (АС) -

ядерный реактор (реакторы), с комплексом систем, устройств, оборудования, сооружений и персоналом, необходимых для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающиеся в пределах конкретной территории. Обычно под термином атомная станция (АС), если это особо не оговаривается, понимается любой из объектов, т.е. АЭС, АСТ, АЭТС.

Атомная станция теплоснабжения (АСТ) -

атомная станция, предназначенная для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения.

Атомная электрическая станция (АЭС) - атомная станция, предназначенная для производства электрической энергии.

Атомная энерготехнологическая станция (АЭТС) -

атомная станция, предназначенная для производства электроэнергии и энергии для технологических целей.

Атомное законодательство

атомные законы,
законодательные акты о защите окружающей среды,
статьи уголовного кодекса,
другие акты, имеющие силу законов, определяющие общественные отношения при использовании атомной энергии.

Безопасность АС -

свойство АС при нормальной эксплуатации и в случае аварий ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами. Уровень безопасности считается приемлемым, если обеспечено соблюдение требований специальных норм и правил. Составные элементы понятия "безопасность АС" - техническая, ядерная, радиационная, экологическая безопасность.

Блок АС -

часть АС, выполняющая функцию АС в определенном проектом объеме.

Ввод в эксплуатацию -

процесс, во время которого системы и оборудование АС начинают

функционировать и проверяется их соответствие проекту, включающий в себя предпусковые наладочные работы, физический и энергетический пуск и завершающийся сдачей АС в промышленную эксплуатацию.

Внутренняя защищенность РУ -

свойство обеспечивать безопасность на основе естественных обратных связей и процессов.

Выбросы радиоактивности на объектах ядерной энергетики -

газовые, аэрозольные выбросы и жидкие сбросы, которые содержат радиоактивные вещества.

Дозовые пределы -

установленные в "Санитарных правилах проектирования и эксплуатации атомных станций", СП АС-88 :

для персонала АС в зоне строгого режима - 5 бэр/год,

для персонала в зоне свободного режима - 0,5 бэр/год,

для населения, проживающего вблизи АС - 25 мбэр/год.

При нормальной эксплуатации АС дозовые квоты населения не должны превышать:

за счет газоаэрозольных выбросов АС - 20 мбэр/год, в том числе

за счет радионуклидов благородных газов 10-12 мбэр/год,

за счет радиоизотопов иода - 6-8 мбэр/год и

за счет жидких отходов - 5 мбэр/год.

При любой аварии АС облучение населения на границе санитарно-защитной зоны не должно превышать 10 бэр.

Аварийные выбросы и сбросы радиоактивных веществ должны быть столь малыми, чтобы исключалась необходимость эвакуации больших групп населения при самых тяжелых авариях.

В новых Нормах радиационной защиты НРБ-95 устанавливаются дозовые пределы:

для персонала 2 бэр/год в среднем за последовательные 5 лет, но не более 5 бэр/год,

для населения 0,1 бэр/год в среднем за 5 лет, но не более 0,5 бэр/год.

Кроме того, устанавливаются пределы годовых эквивалентных доз, бэр/год (для персонала): в хрусталике глаза – 15

на кожу – 50

на кисти и стопы – 50

Запроектная авария -

авария, вызванная неучитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, ошибочными решениями персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или к расплавлению активной зоны, уменьшение последствий которой достигается управлением аварией и/или реализацией планов мероприятий по защите персонала и населения.

Защитные системы (элементы) безопасности -

технологические системы (элементы), предназначенные для предотвращения или ограничения повреждений ядерного топлива, оболочек тепловыделяющих элементов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные продукты.

Исходное событие -

единичный отказ в системах АС, внешнее событие, или ошибка персонала, которые приводят к нарушению нормальной эксплуатации и могут привести к

нарушению пределов и/или условий безопасной эксплуатации. Исходное событие включает все зависимые отказы, являющиеся его следствием.

Канал системы -

часть системы, выполняющая в заданном проектом объеме функцию системы.

Конечное состояние -

установившееся, контролируемое состояние систем и элементов АС после аварии.

Консервативный подход -

это такой подход к анализу протекания аварии, при котором для параметров и характеристик принимаются значения и пределы, заведомо приводящие к более неблагоприятным результатам.

Критерии (пределы) безопасности –

установленные нормативно-техническими документами и/или органами Государственного надзора и контроля значения параметров и/или характеристик последствий аварий, при соблюдении которых обеспечивается безопасность АС.

Культура безопасности -

квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности АС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность.

Локализирующие системы (элементы) безопасности -

технологические системы (элементы), предназначенные для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ и излучений за установленные проектом границы и выхода их в окружающую среду.

Независимые системы (элементы) -

системы (элементы), для которых отказ одной системы (элемента) не приводит к отказу другой системы (элемента).

Необнаруживаемый отказ -

отказ системы (элемента), который не проявляется в момент своего возникновения при нормальной эксплуатации и не выявляется предусмотренными средствами контроля в соответствии с регламентом техобслуживания и проверок.

Нормальная эксплуатация -

эксплуатация АС в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях.

Нормативы безопасности -

государственные положения для обеспечения безопасности персонала, населения, окружающей среды.

Нормы защиты окружающей среды -

должны предусматривать обязательное восстановление качества среды, т.е. необходимую дезактивацию территорий, рекультивацию пахотных земель, очистку воды водоемов.

Обеспечение качества -

планируемая и систематически осуществляемая деятельность, направленная на то, чтобы все работы по созданию и эксплуатации АС проводились установленным образом, а их результаты удовлетворяли предъявленным к ним требованиям.

Обеспечивающие системы (элементы) безопасности -

технологические системы (элементы), предназначенные для снабжения систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий для их

функционирования.

Опытная эксплуатация -

этап ввода АС в эксплуатацию от начала энергетического пуска до приемки АС в промышленную эксплуатацию.

Основные правила и нормы безопасности в АЭ -

общие положения обеспечения безопасности АС

правила ядерной безопасности

нормы радиационной безопасности

санитарные правила проектирования и эксплуатации АС

требования к размещению и концентрации мощности АС исходя из

ограничений по безопасности и экологии

Отказы по общей причине -

отказы, важных для безопасности, систем (элементов), возникающих вследствие одного отказа, ошибки персонала, внутреннего или внешнего воздействия.

Внутренние воздействия - воздействия, возникающие при исходных событиях аварий, включая ударные волны, струи, летящие предметы, изменение параметров среды (давление, температура, химическая активность и т.п.), пожары и т.п.

Внешние воздействия –

воздействия характерные для площадки АС – воздействия природных явлений и деятельности человека, включая землетрясения, высокий и низкий уровень наземных и подземных вод, ураганы, аварии на воздушном, водном и наземном транспорте и т.п.

Ошибка персонала -

единичное непреднамеренное неправильное воздействие на управляющие органы или единичный пропуск правильного действия; или единичное непреднамеренное неправильное действие при техническом обслуживании оборудования и систем, важных для безопасности.

Ошибочное решение -

неправильное непреднамеренное выполнение или невыполнение ряда последовательных действий из-за неверной оценки протекающих технологических процессов.

Пассивное устройство (элемент) -

устройство (элемент), функционирование которого связано только с вызвавшим его работу событием и не зависит от работы другого активного устройства, например, управляющего устройства, энергоисточника и т.п. По конструктивным признакам пассивные устройства делятся на пассивные устройства с механическими движущимися частями (например, обратные клапаны) и пассивные устройства без механических движущихся частей (например, трубопроводы, сосуды).

Первый контур -

контур, вместе с системой компенсации давления, по которому циркулирует теплоноситель через активную зону, под рабочим давлением.

Перенос радиоактивности в окружающей среде -

транспорт радиоактивности потоками воздуха или воды.

Пищевые цепи -

пути распространения радиоактивности за счет питания и употребления молока, мяса, растительности, содержащих радиоактивные вещества.

Последствия аварии -

возникшая в результате аварии радиационная обстановка, наносящая ущерб за счет превышения установленных пределов радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Пределы безопасной эксплуатации АС -

установленные проектом значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии.

Предпусковые наладочные работы -

этап ввода АС в эксплуатацию, при котором законченные строительством системы и элементы АС приводятся в состояние эксплуатационной готовности с проверкой их соответствия установленным в проекте критериям и характеристикам и завершающийся готовностью АС к физическому пуску.

Принцип единичного отказа -

принцип, в соответствии с которым система должна выполнять заданные функции при любом требующем ее работы исходном событии и при независимом от исходного события отказе одного из активных элементов, или пассивных элементов, имеющих механические движущиеся части.

Проектная авария -

авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния, предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной, независимой от исходного события ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

Проектные пределы -

значение параметров и характеристик состояния систем (элементов) и АС в целом, установленные в проекте для нормальной эксплуатации, аварийных ситуаций и аварий.

Промышленная эксплуатация -

эксплуатация АС, принятой в установленном порядке, соответствие проекту и безопасность которой подтверждены испытаниями на этапе ввода АС в эксплуатацию.

Путь протекания аварии -

последовательность состояний систем и элементов АС в процессе развития аварии.

Радиационная безопасность -

свойство предотвращать переоблучение людей и окружающей среды, система технических и организационных мер, обеспечивающая такую защищенность персонала и населения от радиационных воздействий, при которой не возникают нестохастические, соматические эффекты, а вероятность стохастических эффектов мала и считается приемлемой. Радиационная безопасность - система мер по защите персонала, населения и окружающей среды от воздействия проникающих излучений, направленная на обеспечение отсутствия неблагоприятных эффектов или вреда здоровью от облучения ионизирующими частицами людей, живых существ и элементов природы.

Радиоэкологический ущерб -

чистые потери - потери популяций из-за облучения от загрязненных поверхностей, водоемов, донных отложений при питании представителей биоценозов загрязненной растительностью
уничтожения загрязненных особей
косвенные потери - нарушение равновесия в экосистеме из-за выполнения работ по дезактивации территорий и водоемов, отчуждения территорий

Реакторная установка -

комплекс систем и элементов атомной станции, предназначенный для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий реактор и непосредственно связанные с ним системы, необходимые для его нормальной эксплуатации, аварийного охлаждения, аварийной защиты и поддержания в

безопасном состоянии, при условии выполнения требуемых вспомогательных и обеспечивающих функций другими системами станции. Границы реакторной установки уточняются для каждой АС Главным конструктором РУ и Генпроектировщиком.

Ремонт -

комплекс операций по восстановлению работоспособного или исправного состояния объекта и/или восстановление его ресурса.

Сетевой теплоноситель -

среда, посредством которой тепло транспортируется от АС к внешнему и внутреннему потребителю.

Система -

совокупность элементов, предназначенная для выполнения заданных функций.

Системы (элементы) безопасности -

системы (элементы), предназначенные для выполнения функций безопасности. Системы (элементы) безопасности по характеру выполняемых ими функций разделяются на защитные, локализирующие, обеспечивающие и управляющие.

Системы (элементы), важные для безопасности -

системы и элементы безопасности, а также системы (элементы) нормальной эксплуатации, отказы которых нарушают нормальную эксплуатацию АС и могут приводить к проектным и запроектным авариям.

Системы (элементы) контроля и управления -

системы (элементы), предназначенные для контроля и управления системами нормальной эксплуатации.

Системы (элементы) нормальной эксплуатации -

системы (элементы), предназначенные для осуществления нормальной эксплуатации.

Снятие блока с эксплуатации -

процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, исключающий его использование в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала и окружающей среды.

Специальные нормы и правила -

нормы и правила, одобренные для применения в атомной энергетике Государственными органами надзора и контроля.

Строительство АС -

процесс возведения зданий и сооружений АС, включающий комплекс собственно строительных работ, работ по монтажу оборудования, вспомогательных, транспортных и других работ.

ТВЭЛ -

топливный элемент реактора, состоящий из сердечника, содержащего делящееся вещество и, может быть, разбавитель, и прочной тонкостенной оболочки.

Техническая безопасность -

предупреждение потерь прочности, целостности, других материальных качеств систем, комплекс мер для предотвращения опасных отказов систем. Под технической безопасностью ядерной установки понимают достигаемые техническими средствами и организационными мерами ее свойства, определяемые прочностью и герметичностью оборудования, сосудов и трубопроводов, надежностью систем локализации радиоактивности, качеством систем контроля, управления и диагностики состояния, необходимые для того, чтобы при эксплуатации предупреждать возникновение и предотвращать развитие опасных состояний и отказов элементов систем, грозящих нарушением пределов и условий безопасной эксплуатации установки, а также

контролировать и поддерживать работоспособность барьеров безопасности. Техническая безопасность АС должна обеспечиваться высоким качеством всех общепромышленных работ, определяющих надежность функционирования и безопасную эксплуатацию оборудования атомных энергетических установок.

Техническое обслуживание -

комплекс операций по контролю и поддержанию работоспособного и исправного состояния объекта.

Управление запроектной аварией -

действия, направленные на предотвращение развития проектных аварий в запроектные и на ослабление последствий запроектных аварий. Для этих действий используются любые имеющиеся в работоспособном состоянии технические средства, предназначенные для нормальной эксплуатации, для обеспечения безопасности при проектных авариях или специально предназначенные для уменьшения последствий запроектных аварий.

Управляющие системы (элементы) безопасности -

системы (элементы), предназначенные для инициирования действий систем безопасности, осуществления контроля и управления ими в процессе выполнения заданных функций.

Условия безопасной эксплуатации -

установленные проектом минимальные условия по количеству, характеристикам, состоянию работоспособности и условиям технического обслуживания систем (элементов), важных для безопасности, при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации и/или пределов безопасности.

Уровень аварийной готовности -

установленная степень готовности персонала, штабов и гражданской обороны и других привлекаемых сил, а также используемых технических средств для действий по защите персонала и населения в случае аварии на АС.

Уровень вмешательства -

параметры и характеристики, определяющие радиационную обстановку и ее развитие, совокупность которых требует осуществления мероприятий по защите персонала и населения.

Физическая защита АС -

технические и организационные меры обеспечения сохранности содержащихся на АС делящихся и радиоактивных материалов и других материальных ценностей и предотвращение несанкционированного доступа на АС и установленные проектом ее важные участки.

Физический пуск -

этап ввода АС в эксплуатацию, включающий загрузку реактора ядерным топливом, достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых физических экспериментов на уровне мощности, при которой теплоотвод от реактора осуществляется за счет естественных теплопотерь (рассеяния).

Функция безопасности -

специфическая конкретная цель, которая должна быть достигнута, чтобы предотвратить аварию или ограничить ее последствия.

Экологическая безопасность -

необходимая и достаточная защищенность окружающей среды от вредных воздействий атомных станций при нормальной эксплуатации и в случае аварий. Под экологической безопасностью АС понимают свойства АС не оказывать на окружающую среду таких воздействий за счет выбросов или сбросов

радиоактивных веществ, тепла, химических веществ, которые могли бы причинить вред для обитателей окружающей среды, флоре и фауне в природных экосистемах, нарушали бы биологическое равновесие, изменяли бы климатические и другие условия, необходимые для сохранения и обогащения природы.

Экологический ущерб -

величина стоимости работ по восстановлению качества окружающей среды

Эксплуатация -

вся деятельность, направленная на достижение безопасным образом цели, для которой была построена АС, включая работу на мощности, пуск, остановки, испытания, техническое обслуживание, ремонт и перегрузку топлива, инспектирование во время эксплуатации и другую, связанную с этим деятельность.

Эксплуатирующая организация -

объединение (организация), назначенное(ая) вышестоящим органом государственного управления осуществлять собственными силами или с привлечением других предприятий (организаций) деятельность на всех этапах жизненного цикла ядерной установки по выбору площадки, проектированию, строительству, вводу в эксплуатацию, эксплуатации и снятию с эксплуатации АС и имеющее(ая) разрешение органов государственного контроля и надзора на осуществление этой деятельности.

Эксплуатационный персонал АС -

лица, осуществляющие эксплуатацию АС.

Эксплуатационные пределы -

значения параметров и характеристик состояния систем (элементов) и АС в целом, заданных проектом для нормальной эксплуатации.

Элементы -

оборудование, приборы, трубопроводы, кабели, строительные конструкции и другие изделия, обеспечивающие выполнение заданных функций самостоятельно или в составе систем и рассматриваемые в проекте в качестве структурных единиц при выполнении анализов надежности и безопасности.

Энергетический пуск -

этап ввода АС в эксплуатацию, при котором АС начинает производить энергию в соответствии с проектом и осуществляется подъем мощности и проверка работы АС на уровнях мощности вплоть до установленной для промышленной эксплуатации.

Ядерная авария -

авария, связанная с повреждением ТВЭЛов, превышающем установленные пределы безопасной эксплуатации и/или облучением персонала, превышающего допустимое для нормальной эксплуатации, вызванная

нарушением контроля и управления цепной ядерной реакции деления в активной зоне реактора,

образованием критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении ТВЭЛов,

нарушением теплоотвода от ТВЭЛов.

Ядерная безопасность -

предотвращение тяжелых ядерных аварий, система мер для снижения вероятности аварий с повреждением ядерного топлива или переоблучением персонала, например, при разгонах реакторов на мгновенных нейтронах.

СЛОВАРЬ ТЕРМИНОВ ВСЕМИРНОЙ ЯДЕРНОЙ АССОЦИАЦИИ WASTE MANAGEMENT

ALARA – Принцип в философии радиологической защиты, при котором доза и риск облучения удерживаются на низком разумно достижимом уровне (As Low As Reasonably Achievable - ALARA) с учетом экономических и социальных факторов.

Активированные вещества – Вещества, которые становятся радиоактивными в результате длительного облучения нейтронным потоком, например, в ядерном реакторе или ускорителе.

Активная зона – Центральная часть ядерного реактора, содержащая топливные элементы и любые замедлители.

Альфа-частица – Положительно заряженная частица, выделяющаяся из ядра атома во время радиоактивного распада. Альфа-частицы являются ядрами гелия и содержат 2 протона и 2 нейтрона.

Атом – Частица материи, которую невозможно разрушить химическими средствами. У атомов есть ядро, состоящее из положительно заряженных протонов и незаряженных нейтронов такой же массы. Положительные заряды протонов уравниваются некоторым количеством отрицательно заряженных электронов, которые вращаются вокруг ядра.

Беккерель – Единица измерения в системе СИ фактической радиоактивности в материале. Один Бк означает один распад в секунду и, следовательно, активность некоторого количества радиоактивного материала, в среднем равную одному распаду в секунду. (На практике часто используются такие единицы, как ГБк и ТБк).

Бета-частица – Частица, которая выделяется из атома во время радиоактивного распада. Бета-частицы могут быть как электронами (с отрицательным зарядом), так и позитронами.

Биологическая защита –

1. Масса поглощающего материала (например, толстые бетонные стены), расположенная вокруг реактора или радиоактивного материала для уменьшения облучения (особенно нейтронами и гамма-лучами соответственно) до уровня, безопасного для людей.

2. Большое количество поглощающего материала (например, толстые бетонные стены), расположенное вокруг реактора или радиоактивного материала для уменьшения облучения (особенно нейтронами и гамма-лучами соответственно) до уровня, безопасного для людей.

Боросиликатное стекло – Особая форма укрепленного прочного стекла (такое же, как Ругех), которое используется для того, чтобы уменьшить подвижность радиоактивных отходов перед их хранением, а также для производства кухонной посуды и научных стеклянных изделий. Химический состав боросиликатного стекла обеспечивает высокую сопротивляемость повреждениям, нагреванию и химическому воздействию.

Вывод из эксплуатации – Вывод установки из эксплуатации (например, реактора), а также последующие действия по обеспечению безопасного ее хранения, демонтажа и обеспечение неограниченного использования площадки.

Гамма-излучение – Высокоэнергетическое электромагнитное излучение от атомного ядра, фактически идентичное рентгеновским лучам.

Грэй – Единица измерения поглощенной ионизирующей радиации в системе СИ, где 1 грэй (Гр) представляет поглощение одного джоуля энергии на килограмм ткани.

Деление – Расщепление тяжелого ядра на два, сопровождаемое выделением относительно большого количества энергии и обычно одного или двух нейтронов. Этот процесс может быть спонтанным, но обычно происходит из-за поглощения ядром нейтрона, в результате чего ядро становится нестабильным.

Доза – Энергия, поглощаемая тканью от ионизирующей радиации. Один грэй равняется одному джоулю на килограмм, но доза варьируется в зависимости от воздействия различных видов излучения, и, таким образом, зиверт - это единица дозового эквивалента, используемая при установлении стандартов облучения.

Замедлитель – Материал, например, легкая или тяжелая вода или графит, используемый в реакторе для замедления быстрых нейтронов путем столкновения с более легкими ядрами для того, чтобы способствовать дальнейшему делению.

Зиверт – Единица, обозначающая биологический вред, причиненный радиацией. Один джоуль бета- или гамма-радиации, поглощенный в килограмме ткани, определяет 1 зиверт биологического воздействия; Дж/кг альфа-радиации соответствует воздействию в 20 зивертов; 1 Дж/кг нейтронов соответствует воздействию в 10 зивертов.

Изотоп – Атомная форма элемента, имеющего определенное число нейтронов. Различные изотопы элемента имеют одинаковое число протонов, но различное количество нейтронов и, таким образом, различную атомную массу, напр. U-235, U-238. Некоторые изотопы являются нестабильными и распадаются, образуя затем изотопы других элементов.

Ион –

Атом, электрически заряженный из-за потери или приобретения электронов.

Ионизирующее излучение – Излучение (в том числе альфа-частицы), способное разрывать химические связи, вызывая таким образом ионизацию материи, через которую оно проходит, и повреждая живую ткань.

Классификация отходов – Специальные категории, установленные для радиоактивных отходов для гарантии того, что произведенные отходы обрабатываются и управляются наиболее подходящим способом, гарантирующим защиту людей и окружающей среды. Общие соображения, принимаемые во внимание при классификации радиоактивных отходов: насколько долго отходы будут оставаться на опасном уровне радиоактивности; какова концентрация радиоактивного материала в отходах, и вырабатывают ли они тепло.

Основными категориями радиоактивных отходов являются: отходы очень низкого уровня активности (VLLW), отходы низкого уровня активности (LLW), отходы среднего уровня активности (ILW) и отходы высокого уровня активности (HLW).

Кобальт-60 – Радиоактивный изотоп, используемый как источник, например, при проверке сварных швов, а также при лечении рака.

Коллективная доза – Сумма индивидуальных доз, полученных за определенный период времени определенным числом людей от облучения определенным источником радиации.

Кондиционирование – Процесс, используемый для снижения потенциальной угрозы радиоактивных отходов путем преобразования их в стабильную твердую форму, связывающую отходы и обеспечивающую сдерживание для гарантии того, что отходы могут безопасно обрабатываться во время транспортировки, хранения и окончательного удаления.

Контейнер или колба – Контейнер, используемый для безопасной транспортировки отработавшего топлива и ядерных отходов высокого уровня активности. Контейнер предназначен для того, чтобы защитить население от случайного распыления радиоактивных материалов и облучения в соответствии с международными правилами.

Космическая радиация – Энергетические частицы, в том числе протоны, которые бомбардируют Землю из открытого космоса.

Критичность – Состояние, в котором способна поддерживаться ядерная цепная реакция.

МКРЗ – Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) - это независимая группа научных экспертов, предоставляющая консультации и рекомендации по обеспечению защиты и населения, и персонала ядерной отрасли от ионизирующей радиации. Эти рекомендации обычно составляют основу международных, региональных и национальных правил по радиологической защите.

Нейтрон – Незаряженная элементарная частица, находящаяся в ядре каждого атома, за исключением водорода. Одиночные подвижные нейтроны, двигающиеся с разными скоростями, возникают в результате реакций деления. Медленные (тепловые) нейтроны могут, в свою очередь, легко становятся причиной деления ядер "делящихся" изотопов, например, U-235, Pu-239, U-233; а быстрые нейтроны могут вызвать деление ядер "воспроизводящего" изотопа, например, U-238. Иногда атомные ядра просто захватывают нейтроны.

Обедненный уран – Уран, содержащий менее 0,7% урана-235 природного урана. Как побочный продукт обогащения в топливном цикле, он обычно содержит 0,25-0,30% урана-235, остальная часть - это уран-238. Он может быть смешан с высокообогащенным ураном (например, из ядерного оружия) для производства ядерного топлива.

Обогащение руды – Процесс, с помощью которого обычно на месте разработки из руды извлекаются минералы. Обычный процесс обогащения включает в себя измельчение и перемалывание руды и различные химические процессы по отделению урана от отходов, которые называются хвостами. Обогащение выщелачиванием на месте включает в себя химические процессы по отделению урана от раствора.

Обогащенный уран – Уран, в котором соотношение урана -235 (к U-238) увеличено выше природного (0.7%). Уран реакторного качества обычно обогащается приблизительно до 3,5% U-235, а содержание U-235 в оружейном уране составляет более 90%.

Оболочки твэлов – Металлические трубки в активной зоне реактора, содержащие таблетки оксидного топлива.

Оптимизация – Принцип философии радиологической защиты, согласно которому дозы и риски облучения должны удерживаться на самом возможно низком уровне (as low as reasonably achievable - ALARA) с учетом экономических и социальных факторов.

Остеклованные отходы – Отходы высокого уровня активности, заключенные в боросиликатное стекло для связывания радионуклидов в нерастворимой, стабильной матрице, подходящей для захоронения.

Остекловывание – Включение отходов высокого уровня активности в боросиликатное стекло, примерно 14% по массе. Остекловывание предназначено для фиксации радионуклидов в неподвижном состоянии в нерастворимой, стабильной матрице, готовой для захоронения.

Отработанное (отработавшее, облученное) топливо – Сборки топлива, извлеченные из реактора после нескольких лет использования, так как они более не считаются эффективными для производства тепла.

Отходы высокого уровня активности (HLW) –

Чрезвычайно радиоактивные продукты деления и трансурановые элементы (обычно отличные от плутония), образующиеся во время эксплуатации реактора и содержащиеся в отработанном топливе. Их можно отделить путем переработки отработанного топлива и остекловать для долговременного хранения, или содержащее их отработанное топливо может считаться высокорadioактивными отходами.

Отходы низкого уровня активности (LLW) – Отходы низкого уровня активности (LLW) - это умеренно радиоактивный материал, обычно удаляемый путем сжигания и захоронения. Они появляются из больниц и промышленности, а также от ядерно-топливного цикла, и состоят из бумаги, ветоши, инструментов, одежды и фильтров, которые содержат небольшие количества самой короткоживущей радиоактивности.

Отходы среднего уровня активности (ILW) – Отходы среднего уровня активности (ILW) содержат более высокие концентрации радиоизотопов, чем отходы низкого уровня активности (LLW), и для них может понадобиться экранирование. В основном они производятся ядерной отраслью и содержат смолы, химические осадки и металлическую оболочку топлива, а также некоторые активизированные структурные материалы активной зоны, оставшиеся после вывода реактора из эксплуатации. ILW могут быть коротко- или долгоживущими. В основном короткоживущие отходы захораниваются в приповерхностные хранилища, тогда как долгоживущие отходы (от переработки отработанного топлива) в настоящее время планируются для захоронения глубоко под землей. Медицинский, промышленный и научный сектора также производят небольшие количества долгоживущих ILW в результате использования радиоактивных источников, таких как америций-241 и радий-226.

Период полураспада – Промежуток времени, необходимый для того, чтобы половина атомов определенного радиоактивного изотопа распалась и стала изотопом другого элемента.

Плутоний – Трансурановый элемент, образующийся в ядерном реакторе при захвате нейтронов. Он имеет несколько изотопов, некоторые из которых способны к делению, а некоторые подвергаются спонтанному делению, выпуская нейтроны. Оружейный плутоний производится в специальных реакторах, чтобы получить >90% Pu-239, реакторный содержит около 30% неделящихся изотопов. Примерно одна треть энергии реактора на легкой воде приходит от деления Pu-239, и это основной ценный изотоп, который можно восстановить при переработке отработанного топлива.

Природный уран – Уран содержанием изотопов, как обнаружено в природе, содержащий 99,3% U-238, 0,7% U-235 и небольшое количество U-234. Природный уран можно использовать как топливо в реакторах с тяжелой водой в качестве замедлителя.

Продукт распада – Атомное ядро, стабильное или радиоактивное, получаемое в процессе радиоактивного распада нестабильного ядра. Иногда его называют дочерним ядром.

Продукты деления – Дочерние ядра, получающиеся либо в результате деления тяжелых элементов, таких как уран, либо в результате распада первичных дочерних ядер. Обычно высокорadioактивны.

Производство топлива – Производство реакторного топлива, обычно в форме керамических таблеток, заключенных в металлические трубки, которые впоследствии собираются в топливные сборки.

Протон – Положительно заряженная частица, находящаяся в ядре каждого атома.

Радикация – Выделение и распространение энергии при помощи электромагнитных волн или частиц (сравни ионизирующая радикация).

Радий – Продукт радиоактивного распада урана, часто обнаруживаемый в урановой руде. Он имеет несколько радиоактивных изотопов. Радий-226 при распаде образует радон-222.

Радиоактивность –

Самопроизвольный распад нестабильного атомного ядра, при котором выделяется излучение.

Радиоактивные отходы – Радиоактивные материалы, вырабатываемые рядом промышленных секторов, использующих радиоизотопы, например, ядерной отраслью, медицинским сектором и другими промышленными секторами, которые уже нельзя использовать и которые требуют соответствующего хранения и захоронения.

Радиоактивный распад –

Самопроизвольное преобразование ядра, при котором выделяются частицы или гамма-излучение, или же выделяется рентгеновское излучение после захвата орбитального электрона, или же происходит самопроизвольное деление ядра.

Распад –

Распад атомных ядер, приводящий к выделению альфа- или бета-частиц (обычно сопровождаемого гамма-излучением). Кроме того, экспоненциально уменьшается радиоактивность материала по мере того, как происходят распады ядер, и образуются более стабильные ядра.

Теплоноситель – Жидкость или газ, используемый для передачи тепла из активной зоны реактора на парогенераторы или непосредственно на турбины.

Топливная сборка –

Структурированный набор топливных стержней или элементов, элемент топлива в реакторе.

Трансмутация – Преобразование атомов одного элемента в атомы другого путем нейтронной бомбардировки, вызывающей захват нейтронов.

Трансурановый элемент – Очень тяжелый элемент, образованный искусственным путем при захвате нейтронов и, возможно, с последующим бета-распадом. Имеет более высокое атомный номер, чем уран (92). Все трансурановые элементы радиоактивны. Наиболее известные трансурановые элементы - нептуний, плутоний, америций и кюрий.

Управляющие стержни – Устройства, поглощающие нейтроны так, что цепную реакцию в реакторе можно замедлить или остановить, опуская стержни, или ускорить при их подъеме.

Уран (U) – Самый тяжелый природный элемент (атомный номер 92). Является металлом средней радиоактивности, имеет два делящихся изотопа (U-235 и U-233) и два изотопа (U-238 и U-234), которые могут использоваться в качестве атомного сырья. Уран является основным топливом в ядерной энергетике.

Фоновое излучение – Природное ионизирующее излучение, которым облучается каждый человек. Оно возникает в земной коре (включая радон) и приходит из космоса.

Хранилище – Постоянное место удаления радиоактивных отходов.

Электрон – Отрицательно заряженная легкая атомная частица.

Ядерное топливо – Делящийся материал, который прошел необходимые процессы изготовления и сформирован таким образом, чтобы его можно было загружать в реактор.

Ядерные отходы – Радиоактивные материалы, вырабатываемые на разных стадиях ядерно-топливного цикла, включая разработку месторождения, обогащение, производство топлива, эксплуатацию реактора, переработку топлива и вывод из эксплуатации реактора, который, как считается, не может в дальнейшем использоваться.

Ядерный реактор – Устройство, в котором происходит цепная реакция ядерного деления при контролируемых таким образом условиях, чтобы можно было использовать выработку тепла или нейтронные пучки. Все коммерческие реакторы являются тепловыми и работают на тепловых нейтронах, используя замедлитель для замедления нейтронов.

Единицы измерений

По мере открытий учеными радиоактивности и ионизирующих излучений стали появляться и единицы их измерений. Например: рентген, кюри. Но они не были связаны какой-либо системой, а потому и называются внесистемными единицами. Во всем мире сейчас действует единая система измерений – СИ (система интернациональная). У нас она подлежит обязательному применению с 1 января 1982 г. К 1 января 1990 г. этот переход надо было завершить. Но в связи с экономическими и другими трудностями процесс затягивается. Однако вся новая аппаратура, в том числе и дозиметрическая, как правило, градуируется в новых единицах.

Единицы радиоактивности

В качестве единицы активности принято одно ядерное превращение в секунду. В целях сокращения используется более простой термин – один распад в секунду (расп./с). В системе СИ эта единица получила название беккерель (Бк). В практике радиационного контроля, в том числе и в Чернобыле, до последнего времени широко использовалась внесистемная единица активности – кюри (Ки). Один кюри – это $3,7 \cdot 10^{10}$ ядерных превращений в секунду.

Концентрация радиоактивного вещества обычно характеризуется концентрацией его активности. Она выражается в единицах активности на единицу массы: Ки/т, мКи/г, кБк/кг и т.п. (удельная активность). На единицу объема: Ки/м³, мКи/л, Бк/см³ и т.п. (объемная концентрация) или на единицу площади: Ки/км², мКи/с м², ПБк/м² и т.п.

Единицы ионизирующих излучений

Для измерения величин, характеризующих ионизирующее излучение, исторически первой появилась единица «рентген». Эта мера экспозиционной дозы рентгеновского или гамма-излучений. Позже для измерения поглощенной дозы излучений добавили «рад».

Доза излучения (поглощенная доза) – энергия радиоактивного излучения, поглощенная в единице облучаемого вещества или человеком. С увеличением времени облучения доза растет. При одинаковых условиях облучения она зависит от состава вещества.

Поглощенная доза нарушает физиологические процессы в организме и приводит в ряде случаев к лучевой болезни различной степени тяжести. В качестве единицы поглощенной дозы излучения в системе СИ предусмотрена специальная единица – грей (Гр). 1 грей – это такая единица поглощенной дозы, при которой 1 кг. Облучаемого вещества поглощает энергию в 1 джоуль (Дж). Следовательно $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$.

Поглощенная доза излучения является физической величиной, определяющей степень радиационного воздействия.

Мощность дозы (мощность поглощенной дозы) – приращение дозы в единицу времени. Она характеризуется скоростью накопления дозы и может увеличиваться или уменьшаться во времени. Ее единица в системе СИ – грей в секунду. Эта такая мощность поглощенной дозы излучения, при которой за 1 с. в веществе создается доза излучения в 1 Гр.

На практике для оценки поглощенной дозы излучения до сих пор широко используют внесистемную единицу мощности поглощенной дозы – рад в час (рад/ч) или рад в секунду (рад/с).

Эквивалентная доза. Это понятие введено для количественного учета неблагоприятного биологического воздействия различных видов излучений. Определяется она по формуле $D_{\text{экв}} = Q \cdot D$, где D – поглощенная доза данного вида излучения, Q – коэффициент качества излучения, который для различных видов ионизирующих излучений с неизвестным спектральным составом принят для рентгеновского и гамма-излучения-1, для бета-излучения-1, для нейтронов с энергией от 0,1 до 10 МэВ-10, для альфа-излучений с энергией менее 10 МэВ-20. Из приведенных цифр видно, что при одной и той же поглощенной дозе нейтронное и альфа-излучение вызывают, соответственно, в 10 и 20 раз

большой поражающий эффект. В системе СИ эквивалентная доза измеряется в зивертах (Зв). Зиверт равен одному грею, деленному на коэффициент качества. При $Q = 1$ получаем $1 \text{ Зв} = \frac{1 \text{ Гр}}{Q} = \frac{1 \text{ Дж/кг}}{Q} = \frac{100 \text{ рад}}{Q} = 100 \text{ бэр}$.

Бэр (биологический эквивалент рентгена) – это внесистемная единица эквивалентной дозы, такая поглощенная доза любого излучения, которая вызывает тот же биологический эффект, что и 1 рентген гамма-излучения. Поскольку коэффициент качества бета и гамма-излучений равен 1, то на местности, загрязненной радиоактивными веществами при внешнем облучении $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр}$; $1 \text{ бэр} = 1 \text{ рад}$; $1 \text{ рад} \gg 1 \text{ Р}$.

Из этого можно сделать вывод, что эквивалентная, поглощенная и экспозиционные дозы для людей, находящихся в средствах защиты на зараженной местности, практически равны.

Мощность эквивалентной дозы – отношение приращения эквивалентной дозы за какой-то интервал времени. Выражается в зивертах в секунду. Поскольку время пребывания человека в поле излучения при допустимых уровнях измеряется, как правило, часами, предпочтительно выражаясь мощность эквивалентной дозы в микрозивертах в час.

Согласно заключению Международной комиссии по радиационной защите, вредные эффекты у человека могут наступать при эквивалентных дозах не менее 1,5 Зв/год (150 бэр/год), а в случаях кратковременного облучения – при дозах выше 0,5 Зв (50 бэр). Когда облучение превышает некоторый порог, возникает лучевая болезнь.

Мощность эквивалентной дозы, создаваемая естественным излучением (земного и космического происхождения), колеблется в пределах 1,5 – 2 мЗв/год и плюс искусственные источники (медицина, радиоактивные осадки) от 0,3 до 0,5 мЗв/год. Вот и выходит, что человек в год получает от 2 до 3 мЗв. Эти цифры примерные и зависят от конкретных условий. По другим источникам, они выше и доходят до 5 мЗв/год.

Экспозиционная доза – мера ионизационного действия фотонного излучения, определяемая по ионизации воздуха в условиях электронного равновесия.

В СИ единицей экспозиционной дозы является один кулон на килограмм (Кл/кг).

Внесистемной единицей является рентген (Р), $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$. В свою очередь $1 \text{ Кл/кг} \gg 3,876 \cdot 10^3 \text{ Р}$. Для удобства в работе при перерасчете числовых значений экспозиционной дозы из одной системы единиц в другую обычно пользуются таблицами, имеющимися в справочной литературе.

Мощность экспозиционной дозы – приращение экспозиционной дозы в единицу времени. Ее единица в системе СИ - ампер на килограмм (А/кг). Однако в переходный период можно пользоваться внесистемной единицей - рентген в секунду (Р/с).

$$1 \text{ Р/с} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ А/кг}$$

Надо помнить, что после 1 января 1990 г. не рекомендуется вообще пользоваться понятием экспозиционной дозы и ее мощности. Поэтому во время переходного периода эти величины следует указывать не в единицах СИ (Кл/кг, А/кг), а во внесистемных единицах - рентгенах и рентгенах в секунду.

Дозиметрические величины и единицы их измерений

Величина	Единица в СИ	Внесистемная единица	Примечания
Активность	Беккерель (Бк)	Кюри (Ки)	1 Бк = 1 расп/с 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Доза излучения (поглощенная доза)	Грей (Гр)	Рад	1 Гр = 100 рад 1 рад = 10^{-2} Дж/кг = 10^{-2} Гр
Эквивалентная доза	Зиверт (Зв)	Бэр (биологический эквивалент рентгена)	1 Зв = 1 Гр 1 Зв = 100 Бэр \gg 100 Р 1 бэр = 10^{-2} Зв
Экспозиционная доза	Кл/кг (Кулон на килограмм)	Рентген (Р)	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг 1 Кл/кг = $3,88 \cdot 10^3$ Р

При коэффициенте качества равном единице,
 $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр} \gg 100 \text{ рад} \gg 100 \text{ бэр} \gg 100 \text{ Р}$.

Производственные единицы зиверта:

Миллизиверт (мЗв): $1 \text{ мЗв} = 10^{-3} \text{ Зв}$;

Микрозиверт (мкЗв): $1 \text{ мкЗв} = 10^{-6} \text{ Зв}$.

Термины и определения

Применительно к настоящим Нормам и Правилам приняты следующие термины и определения.

1. Авария радиационная проектная - авария, для которой проектом определены исходные и конечные состояния радиационной обстановки и предусмотрены системы безопасности.

2. Активность (A) - мера радиоактивности какого-либо количества радионуклида, находящегося в данном энергетическом состоянии в данный момент времени:

$$A = \frac{dN}{dt}$$

где dN - ожидаемое число спонтанных ядерных превращений из данного энергетического состояния, происходящих за промежуток времени dt. Единицей активности является беккерель (Бк).

Использовавшаяся ранее внесистемная единица активности кюри (Ки) составляет $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк.

3. Активность минимально значимая (МЗА) - активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов госсанэпиднадзора на использование этих источников, если при этом также превышено значение минимально значимой удельной активности.

4. Активность минимально значимая удельная (МЗУА) - удельная активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов госсанэпиднадзора на использование этого источника, если при этом также превышено значение минимально значимой активности.

5. Активность удельная (объемная) - отношение активности A радионуклида в веществе к массе m (объему V) вещества:

$$A_m = \frac{A}{m}$$

$$A_v = \frac{A}{V}$$

Единица удельной активности - беккерель на килограмм, Бк/кг. Единица объемной активности - беккерель на метр кубический, Бк/м³.

6. Активность эквивалентная равновесная объемная (ЭРОА) дочерних продуктов изотопов радона - ^{222}Rn и ^{220}Rn - взвешенная сумма объемных активностей короткоживущих дочерних изотопов радона - ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC) соответственно:

$$(\text{ЭРОА})_{\text{Rn}} = 0,10 A_{\text{RaA}} + 0,52 A_{\text{RaB}} + 0,38 A_{\text{RaC}}$$

$$(\text{ЭРОА})_{\text{Tn}} = 0,91 A_{\text{ThB}} + 0,09 A_{\text{ThC}},$$

где A_i - объемные активности дочерних изотопов радона.

7. Вещество радиоактивное - вещество в любом агрегатном состоянии, содержащее радионуклиды с активностью, на которые распространяются требования настоящих Норм и Правил.

8. Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W_R) - используемые в радиационной защите множители поглощенной дозы, учитывающие относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов

Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны с энергией более 2 МэВ, кроме протонов отдачи	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Примечание: Все значения относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутреннего облучения - испускаемому при ядерном превращении.

9. Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов при расчете эффективной дозы (W_T) - множители эквивалентной дозы в органах и тканях, используемые в радиационной защите для учета различной чувствительности разных органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации:

Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05

Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Остальное	0,05*

* При расчетах учитывать, что "Остальное" включает надпочечники, головной мозг, экстрапорокальный отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку. В тех исключительных случаях, когда один из перечисленных органов или тканей получает эквивалентную дозу, превышающую самую большую дозу, полученную любым из двенадцати органов или тканей, для которых определены взвешивающие коэффициенты, следует приписать этому органу или ткани взвешивающий коэффициент, равный 0,025, а оставшимся органам или тканям из рубрики "Остальное" приписать суммарный коэффициент, равный 0,025.

10. Вмешательство - действие, направленное на снижение вероятности облучения, либо дозы или неблагоприятных последствий облучения.

11. Группа критическая - группа лиц из населения (не менее 10 человек), однородная по одному или нескольким признакам - полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного источника излучения.

12. Дезактивация - удаление или снижение радиоактивного загрязнения с какой-либо поверхности или из какой-либо среды.

13. Доза поглощенная (D) - величина энергии ионизирующего излучения, переданная веществу:

$$D = \frac{\overline{de}}{dm},$$

где \overline{de} - средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме, а dm - масса вещества в этом объеме.

Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии, переданной объему, деленной на массу этого объема. В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм ($\text{Дж} \times \text{кг}^{-1}$), и имеет специальное название - грей (Гр). Используемая ранее внесистемная единица рад равна 0,01 Гр.

14. Доза в органе или ткани (D_T) - средняя поглощенная доза в определенном органе или ткани человеческого тела:

$$D_T = (1/m_T) \int_{m_T} D \times dm,$$

где m_T - масса органа или ткани, а D - поглощенная доза в элементе массы dm .

15. Доза эквивалентная (H_{T,R}) - поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения, W_R :

$$H_{T,R} = W_R \times D_{T,R},$$

где $D_{T,R}$ - средняя поглощенная доза в органе или ткани T , а W_R - взвешивающий коэффициент для излучения R .

При воздействии различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения.

$$H_T = \sum_R H_{T,R}$$

Единицей эквивалентной дозы является зиверт (Зв).

16. Доза эффективная (E) - величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_T W_T \times H_T$$

где H_T - эквивалентная доза в органе или ткани T , а W_T - взвешивающий коэффициент для органа или ткани T .

Единица эффективной дозы - зиверт (Зв).

17. Доза эквивалентная ($H_T(\tau)$) или эффективная ($E(\tau)$) ожидаемая при внутреннем облучении - доза за время τ , прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt$$

$$E(\tau) = \sum_T W_T \times H_T(\tau)$$

где t_0 - момент поступления, а $H_T(t)$ - мощность эквивалентной дозы к моменту времени t в органе или ткани T .

Когда τ не определено, то его следует принять равным 50 годам для взрослых и $(70-t_0)$ - для детей.

18. Доза эффективная (эквивалентная) годовая - сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

Единица годовой эффективной дозы - зиверт (Зв).

19. Доза эффективная коллективная - мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы - человеко-зиверт (чел.-Зв).

20. Доза предотвращаемая - прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.

21. Загрязнение радиоактивное - присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте, в количестве, превышающем уровни, установленные настоящими Нормами и Правилами.

22. Загрязнение поверхности неснимаемое (фиксированное) - радиоактивные вещества, которые не переносятся при контакте на другие предметы и не удаляются при дезактивации.

23. Загрязнение поверхности снимаемое (нефиксированное) - радиоактивные вещества, которые переносятся при контакте на другие предметы и удаляются при дезактивации.

24. Захоронение отходов радиоактивных - безопасное размещение радиоактивных отходов без намерения последующего их извлечения.

25. Зона наблюдения - территория вокруг радиационного объекта за пределами санитарно-защитной зоны, где проводится радиационный контроль и на которой при возникновении проектной радиационной аварии может потребоваться проведение мер защиты населения.

26. Зона радиационной аварии - территория, где уровни облучения населения или персонала, обусловленные аварией, могут превысить пределы доз, установленные для нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения.

27. Источник ионизирующего излучения - (в рамках данного документа - источник излучения) радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение, на которые распространяется действие настоящих Норм и Правил.

28. Источник излучения природный - источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие настоящих Норм и Правил.

29. Источник излучения техногенный - источник ионизирующего излучения специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности.

30. Источник радионуклидный закрытый - источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.

31. Источник радионуклидный открытый - источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду.

32. Категория объекта радиационного - характеристика объекта по степени потенциальной опасности объекта для населения в условиях его нормальной эксплуатации и при возможной аварии.

33. Квота - часть предела дозы, установленная для ограничения облучения населения от конкретного техногенного источника излучения и пути облучения (внешнее, поступление с водой, пищей и воздухом).

34. Класс работ - характеристика работ с открытыми источниками ионизирующего излучения по степени потенциальной опасности для персонала, определяющая требования по радиационной безопасности в зависимости от радиотоксичности и активности нуклидов.

35. Контроль радиационный - получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль).

36. Место рабочее - место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения в течение более половины рабочего времени или двух часов непрерывно.

37. Мощность дозы - доза излучения за единицу времени (секунду, минуту, час).

38. Население - все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения.

39. Облучение - воздействие на человека ионизирующего излучения.

40. Облучение аварийное - облучение в результате радиационной аварии.

41. Облучение медицинское - облучение пациентов в результате медицинского обследования или лечения.

42. Облучение планируемое повышенное - планируемое облучение персонала в дозах, превышающих установленные основные пределы доз, с целью предупреждения развития радиационной аварии или ограничения ее последствий.

43. Облучение потенциальное - облучение, которое может возникнуть в результате радиационной аварии.

44. Облучение природное - облучение, которое обусловлено природными источниками излучения.

45. Облучение производственное - облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности.

46. Облучение профессиональное - облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.

47. Облучение техногенное - облучение от техногенных источников как в нормальных, так и в аварийных условиях, за исключением медицинского облучения пациентов.

48. Обращение с отходами радиоактивными - все виды деятельности, связанные со сбором, транспортированием, переработкой, хранением и (или) захоронением радиоактивных отходов.

49. Объект радиационный - организация, где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения.

50. Органы государственного надзора за радиационной безопасностью - органы, которые уполномочены правительством Российской Федерации или ее субъектов осуществлять надзор за радиационной безопасностью.

51. Отходы радиоактивные - не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные настоящими Нормами и Правилами.

52. Паспорт радиационно-гигиенический организации - документ, характеризующий состояние радиационной безопасности в организации и содержащий рекомендации по ее улучшению.

53. Паспорт радиационно-гигиенический территории - документ, характеризующий состояние радиационной безопасности населения территории и содержащий рекомендации по ее улучшению.

54. Паспорт санитарный - документ, разрешающий организации в течение установленного времени проводить регламентированные работы с источниками ионизирующего излучения в конкретных помещениях, вне помещений или на транспортных средствах.

55. Персонал - лица, работающие с техногенными источниками излучения (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).

56. Предел дозы (ПД) - величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышать в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

57. Предел годового поступления (ПГП) - допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы.

58. Радиационная авария - потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями персонала, стихийными бедствиями или иными причинами, которая привела к облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды, превышающим величины, регламентированные для контролируемых условий.

59. Радиационная безопасность населения - состояние защищенности настоящего и будущих поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

60. Работа с источником ионизирующего излучения - все виды обращения с источником излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль.

61. Работа с радиоактивными веществами - все виды обращения с радиоактивными веществами на рабочем месте, включая радиационный контроль.

62. Риск радиационный - вероятность возникновения у человека или его потомства какого-либо вредного эффекта в результате облучения.

63. Санитарно-защитная зона - территория вокруг радиационного объекта, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения может превысить установленный предел дозы облучения населения.

64. Санпропускник - комплекс помещений, предназначенных для смены одежды, обуви, санитарной обработки персонала, контроля радиоактивного загрязнения кожных покровов, средств индивидуальной защиты, специальной и личной одежды персонала.

65. Саншлюз - помещение между зонами радиационного объекта, предназначенное для предварительной дезактивации и смены дополнительных средств индивидуальной защиты.

66. Средство индивидуальной защиты - средство защиты персонала от внешнего облучения, поступления радиоактивных веществ внутрь организма и радиоактивного загрязнения кожных покровов.

67. Уровень вмешательства (УВ) - уровень радиационного фактора, при превышении которого следует проводить определенные защитные мероприятия.

68. Уровень контрольный - значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т.д., устанавливаемое для оперативного радиационного контроля, с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

69. Устройство (источник), генерирующее ионизирующее излучение - электрофизическое устройство (рентгеновский аппарат, ускоритель, генератор и т.д.), в котором ионизирующее излучение возникает за счет изменения скорости заряженных частиц, их аннигиляции или ядерных реакций.

70. Эффекты излучения детерминированные - клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше - тяжесть эффекта зависит от дозы.

71. Эффекты излучения стохастические - вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы.

1. Область применения

1.1. Нормы радиационной безопасности НРБ-99 (далее - Нормы) применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Требования и нормативы, установленные Нормами, являются обязательными для всех юридических лиц, независимо от их подчиненности и формы собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей, а также для администраций субъектов Российской Федерации, местных органов власти, граждан Российской Федерации, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории Российской Федерации.

1.2. Настоящие Нормы являются основополагающим документом, регламентирующим требования Федерального закона "О радиационной безопасности населения" в форме основных пределов доз, допустимых уровней воздействия ионизирующего излучения и других требований по ограничению облучения человека. Никакие другие нормативные и методические документы не должны противоречить требованиям Норм.

1.3. Нормы распространяются на следующие виды воздействия ионизирующего излучения на человека:

- в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- в результате радиационной аварии;
- от природных источников излучения;
- при медицинском облучении.

Требования по обеспечению радиационной безопасности сформулированы для каждого вида облучения. Суммарная доза от всех видов облучения используется для оценки радиационной обстановки и ожидаемых медицинских последствий, а также для обоснования защитных мероприятий и оценки их эффективности.

1.4. Требования Норм и Правил не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мЗв;
- индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике не более 15 мЗв;
- коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел-Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы.

Требования Норм и Правил не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять.

Перечень и порядок освобождения источников излучения от радиационного контроля устанавливается санитарными правилами.

2. Общие положения

2.1. Главной целью радиационной безопасности является охрана здоровья населения, включая персонал, от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине.

2.2. Основу системы радиационной безопасности, сформулированной в данных Нормах, составляют современные международные научные рекомендации [1-20], опыт стран, достигших высокого уровня радиационной защиты населения, и отечественный опыт. Данные мировой науки показывают, что соблюдение Международных основных норм безопасности, которые легли в основу Норм, надежно гарантирует безопасность работающих с источниками излучения и всего населения.

2.3. Ионизирующая радиация при воздействии на организм человека может вызвать два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой дерматит, лучевая катаракта, лучевое бесплодие, аномалии в развитии плода и др.) и стохастические (вероятностные) беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы, наследственные болезни).

2.4. Нормы радиационной безопасности относятся только к ионизирующему излучению. В Нормах учтено, что ионизирующее излучение является одним из множества источников риска для здоровья человека, и что риски, связанные с воздействием излучения, не должны соотноситься только с выгодами от его использования, но их следует сопоставлять и с рисками нерадиационного происхождения.

2.5. Для обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации источников излучения необходимо руководствоваться следующими основными принципами:

- непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения (принцип нормирования);
- запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением (принцип обоснования);
- поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения (принцип оптимизации).

2.6. Ответственность за соблюдение настоящих Норм устанавливается в соответствии со статьей 55 Закона Российской Федерации "О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения".

2.7. Для обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимается, что облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере 1 чел.-года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери 1 чел.-года жизни населения устанавливается методическими указаниями федерального органа госсанэпиднадзора в размере не менее 1 годового душевого национального дохода.

2.8. Индивидуальный и коллективный пожизненный риск возникновения стохастических эффектов определяется соответственно:

$$H_T = \sum_R H_{T,R}$$

где r , R - индивидуальный и коллективный пожизненный риск соответственно;

E - индивидуальная эффективная доза;

$p_i(E)dE$, - вероятность для i -го индивидуума получить годовую эффективную дозу от E до $E+dE$;

r_E - коэффициент пожизненного риска сокращения длительности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака), равный

для производственного облучения: $r_E = 5,6 \times 10^{-2}$ 1/чел.-Зв при $E < 200$ мЗв/год;
 $r_E = 1,1 \times 10^{-1}$ 1/чел.-Зв при $E \geq 200$ мЗв/год;
 для облучения населения: $r_E = 7,3 \times 10^{-2}$ 1/чел.-Зв при $E < 200$ мЗв/год;
 $r_E = 1,5 \times 10^{-1}$ 1/чел.-Зв при $E \geq 200$ мЗв/год.

2.9. Для целей радиационной безопасности при облучении в течение года индивидуальный риск сокращения длительности периода полноценной жизни в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированных эффектов консервативно принимается равным:

$$r_{i,d} = P_i[D > D],$$

где $P_i[D > D]$, - вероятность для i -го индивидуума быть облученным с дозой больше D при обращении с источником в течение года;

D - пороговая доза для детерминированного эффекта.

2.10. Потенциальное облучение коллектива из N индивидуумов оправдано, если

$$\sum (r_{i,c} \times \overline{O}_c + r_{i,d} \times \overline{O}_d) \times c_T \leq V - Y - P$$

где O_c - среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения стохастических эффектов, равное 15 лет;

O_d - среднее сокращение длительности периода полноценной жизни в результате возникновения тяжелых последствий от детерминированных эффектов, равное 45 лет; c_T - денежный эквивалент потери 1 чел.-года жизни населения;

V - доход от производства;

P - затраты на основное производство, кроме ущерба от защиты;

Y - ущерб от защиты.

Снижение риска до возможно низкого уровня (оптимизацию) следует осуществлять с учетом двух обстоятельств:

- предел риска регламентирует потенциальное облучение от всех возможных источников излучения. Поэтому для каждого источника излучения при оптимизации устанавливается граница риска;

- при снижении риска потенциального облучения существует минимальный уровень риска, ниже которого риск считается пренебрежимым и дальнейшее снижение риска нецелесообразно.

2.11. Предел индивидуального пожизненного риска в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения в течение года персонала принимается округленно $1,0 \times 10^{-3}$, а для населения - $5,0 \times 10^{-5}$.

Уровень пренебрежимого риска разделяет область оптимизации риска и область безусловно приемлемого риска и составляет 10^{-6} .

3. Требования к ограничению техногенного облучения в контролируемых условиях

3.1. Нормальные условия эксплуатации источников излучения

3.1.1. Устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

- персонал (группы А и Б);
- все население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

3.1.2. Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

- основные пределы доз (ПД), приведенные в [таблице 3.1](#);
- допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОА) и среднегодовые удельные активности (ДУА) и другие;
- контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.). Их значения должны учитывать достигнутый в организации уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

Таблица 3.1

Основные пределы доз

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	персонал (группа А)**	население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза***	150 мЗв	15 мЗв
коже****	500 мЗв	50 мЗв
кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

Примечания:

* Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.

** Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни облучения персонала группы Б равны 1/4 значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории персонал приводятся только для группы А.

*** Относится к дозе на глубине 300 мг/см².

**** Относится к среднему по площади в 1 см² значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см² под покровным слоем толщиной 5 мг/см². На ладонях толщина покровного слоя - 40 мг/см². Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усредненного облучения любого 1 см² площади кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает непревышение предела дозы на хрусталик от бета-частиц.

3.1.3. Основные пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. Исключение составляют пределы доз для персонала, которые включают в себя дозы от природного облучения в производственных условиях.

3.1.4. Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) - 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв. Начало периодов вводится с 1 января 2000 года.

3.1.5. При одновременном воздействии на человека источников внешнего и внутреннего облучения годовая эффективная доза не должна превышать пределов доз, установленных в [табл. 3.1](#).

3.1.6. В стандартных условиях монофакторного поступления радионуклидов, определенных в разделе 8 Норм, годовое поступление радионуклидов через органы дыхания и среднегодовая объемная активность их во вдыхаемом воздухе не должны превышать числовых значений ПГП и ДОА, приведенных в приложениях [П-1](#) и [П-2](#), где пределы доз взяты равными 20 мЗв в год для персонала и 1 мЗв в год для населения.

В условиях нестандартного поступления радионуклидов величины ПГП и ДОА устанавливаются методическими указаниями федерального органа госсанэпиднадзора.

3.1.7. Для персонала группы А значения ПГП и ДОА дочерних изотопов радона (²²²Rn и ²²⁰Rn) - ²¹⁸Po (RaA); ²¹⁴Pb (RaB); ²¹⁴Bi (RaC); ²¹²Pb (ThB); ²¹²Bi (ThC) в единицах эквивалентной равновесной активности составляют:

$$\text{ПГП: } 0,10 \text{ П}_{\text{RaA}} + 0,52 \text{ П}_{\text{RaB}} + 0,38 \text{ П}_{\text{RaC}} = 3,0 \text{ МБк}$$

$$0,91 \text{ П}_{\text{ThB}} + 0,09 \text{ П}_{\text{ThC}} = 0,68 \text{ МБк}$$

$$\text{ДОА: } 0,10 \text{ А}_{\text{RaA}} + 0,52 \text{ А}_{\text{RaB}} + 0,38 \text{ А}_{\text{RaC}} = 1200 \text{ Бк/м}^3$$

$$0,91 \text{ А}_{\text{ThB}} + 0,09 \text{ А}_{\text{ThC}} = 270 \text{ Бк/м}^3,$$

где П_i и А_i - годовые поступления и среднегодовые объемные активности в зоне дыхания соответствующих дочерних изотопов радона.

3.1.8. Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, вводятся дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более 1/20 предела годового поступления для персонала. В этих условиях эквивалентная доза облучения плода за 2 месяца невыявленной беременности не превысит 1 мЗв. Для обеспечения выполнения указанного норматива при одновременном воздействии источников внешнего и внутреннего облучения должно выполняться требование п. 3.1.5.

При установлении беременности женщина обязана информировать об этом администрацию и должна переводиться на работу, не связанную с источниками излучения, на периоды беременности и грудного вскармливания ребенка.

3.1.9. Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

3.2. Планируемое повышенное облучение

3.2.1. Планируемое облучение персонала группы А выше установленных пределов доз (см. [табл. 3.1.](#)) при ликвидации или предотвращении аварии может быть разрешено только в случае необходимости спасения людей и (или) предотвращения их облучения. Планируемое повышенное облучение допускается для мужчин старше 30 лет лишь при их добровольном письменном согласии, после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья.

Планируемое облучение экипажей, находящихся в море судов ВМФ с атомными энергетическими установками, личного состава аварийно-спасательных и других специальных формирований выше установленных пределов доз (см. [табл. 3.1.](#)) при ликвидации или предотвращении аварии регламентируется ведомственными документами, согласованными с Минздравом России.

3.2.2. Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и эквивалентных дозах не более двухкратных значений, приведенных в [табл. 3.1.](#), допускается с разрешения территориальных органов госсанэпиднадзора, а облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и четырехкратных значений эквивалентных доз по [табл. 3.1](#) - только с разрешения федерального органа госсанэпиднадзора.

Повышенное облучение не допускается:

- для работников, ранее уже облученных в течение года в результате аварии или запланированного повышенного облучения с эффективной дозой 200 мЗв или с эквивалентной дозой, превышающей в четыре раза соответствующие пределы доз, приведенные в [табл.3.1](#);
- для лиц, имеющих медицинские противопоказания для работы с источниками излучения.

3.2.3. Лица, подвергшиеся облучению в эффективной дозе, превышающей 100 мЗв в течение года, при дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв/год.

Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное. Лица, подвергшиеся такому облучению, должны немедленно выводиться из зоны облучения и направляться на медицинское обследование. Последующая работа с источниками излучения этим лицам может быть разрешена только в индивидуальном порядке с учетом их согласия по решению компетентной медицинской комиссии.

3.2.4. Лица, не относящиеся к персоналу, привлекаемые для проведения аварийных и спасательных работ, приравниваются к персоналу группы А, и на них распространяются положения раздела 3.2 настоящих Норм. Эти лица должны быть обучены (с проверкой знаний) для работы в зоне радиационной аварии и пройти медицинский осмотр.

4. Требования к защите от природного облучения в производственных условиях

4.1. Эффективная доза облучения природными источниками излучения работников, не относящихся к категории персонал, не должна превышать 5 мЗв/год в производственных условиях (любые профессии и производства).

4.2. Средние значения радиационных факторов в течение года, соответствующие при монофакторном воздействии эффективной дозе 5 мЗв/год при продолжительности работы 2000

ч/год, средней скорости дыхания $1,2 \text{ м}^3/\text{ч}$ и радиоактивном равновесии радионуклидов уранового и ториевого рядов в производственной пыли, составляют:

- мощность эффективной дозы гамма-излучения на рабочем месте - $2,5 \text{ мкЗв/ч}$;
- ЭРОА_{Рп} в воздухе зоны дыхания - 310 Бк/м^3 ;
- ЭРОА_{Тп} в воздухе зоны дыхания - 68 Бк/м^3 ;
- удельная активность в производственной пыли урана-238, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда - $40/f \text{ кБк/кг}$, где f - среднегодовая общая запыленность воздуха в зоне дыхания, мг/м^3 ;
- удельная активность в производственной пыли тория-232, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда, - $27/f, \text{ кБк/кг}$.

При многофакторном воздействии должно выполняться условие: сумма отношений воздействующих факторов к значениям, приведенным выше, не должна превышать 1.

4.3. Воздействие космических излучений на экипажи самолетов нормируется как природное облучение в производственных условиях по п. 4.1

5. Требования к ограничению облучения населения

5.1. Общие положения

5.1.1. Радиационная безопасность населения достигается путем ограничения воздействия от всех основных видов облучения (п. 1.3). Возможности регулирования разных видов облучения существенно различаются, поэтому регламентация их осуществляется отдельно с применением разных методологических подходов и технических способов.

5.1.2. В отношении всех источников облучения населения следует принимать меры как по снижению дозы облучения у отдельных лиц, так и по уменьшению числа лиц, подвергающихся облучению, в соответствии с принципом оптимизации.

5.2. Ограничение техногенного облучения в нормальных условиях

5.2.1. Годовая доза облучения населения не должна превышать основные пределы доз ([табл. 3.1](#)). Указанные пределы доз относятся к средней дозе критической группы населения, рассматриваемой как сумма доз внешнего облучения за текущий год и ожидаемой дозы до 70 лет вследствие поступления радионуклидов в организм за текущий год.

5.2.2. Для ограничения облучения населения отдельными техногенными источниками излучений федеральным органом госсанэпиднадзора для них устанавливаются квоты (доли) предела годовой дозы но так, чтобы сумма квот не превышала пределов доз, указанных в [таблице 3.1](#).

5.2.3. Облучение населения техногенными источниками излучения ограничивается путем обеспечения сохранности источников излучения, контроля технологических процессов и ограничения выброса (сброса) радионуклидов в окружающую среду, а также другими мероприятиями на стадии проектирования, эксплуатации и прекращения использования источников излучения.

5.2.4. На основании значений ПГП радионуклидов через органы пищеварения и квот предела дозы ($1,0$ или $5,0 \text{ мЗв/год}$) может быть рассчитана для конкретных условий допустимая удельная активность основных пищевых продуктов с учетом их распределения по компонентам рациона и в

питьевой воде, а также с учетом поступления радионуклида через органы дыхания и внешнего облучения. Значения ПГП радионуклидов для населения через органы дыхания и пищеварения, а также соответствующие им значения ДОО и УВ приведены в [приложении П-2](#).

5.3. Ограничение природного облучения

5.3.1. Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. Снижение облучения населения достигается путем установления системы ограничений на облучение населения от отдельных природных источников излучения.

5.3.2. При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений $ЭРОA_{Rn} + 4,6 \cdot ЭРОA_{Th}$ не превышала 100 Бк/м^3 , а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более чем на $0,2 \text{ мкЗв/ч}$.

5.3.3. В эксплуатируемых зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м^3 . При более высоких значениях объемной активности должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений. Защитные мероприятия должны проводиться также, если мощность эффективной дозы гамма-излучения в помещениях превышает мощность дозы на открытой местности более чем на $0,2 \text{ мкЗв/ч}$.

5.3.4. Эффективная удельная активность ($A_{эфф}$) природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, бутовый и пиленный камень, цементное и кирпичное сырье и пр.), добываемых на их месторождениях или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.), не должна превышать:

- для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс):

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,3A_{Th} + 0,09A_K \leq 370 \text{ Бк/кг},$$

где A_{Ra} и A_{Th} - удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th , находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов, A_K - удельная активность K-40 (Бк/кг);

- для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс):

$$A_{эфф} \leq 740 \text{ Бк/кг};$$

- для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс):

$$A_{эфф} \leq 1,5 \text{ кБк/кг}.$$

При $1,5 \text{ кБк/кг} < A_{эфф} \leq 4,0 \text{ кБк/кг}$ (IV класс) вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно по согласованию с федеральным органом госсанэпиднадзора. При $A_{эфф} > 4,0 \text{ кБк/кг}$ материалы не должны использоваться в строительстве.

5.3.5. При содержании природных и искусственных радионуклидов в питьевой воде, создающих эффективную дозу меньше $0,1 \text{ мЗв/год}$, не требуется проведения мероприятий по снижению ее радиоактивности. Этому значению дозы при потреблении воды 2 кг в сутки соответствуют среднегодовые значения удельной активности, приведенные в [приложении П-2](#). При совместном присутствии в воде нескольких радионуклидов должно выполняться условие:

$$\sum_i (A_i / \text{УВ}_i) \leq 1$$

где A_i - удельная активность i -го радионуклида в воде,

УВ_i - соответствующий уровень вмешательства.

При невыполнении указанного условия защитные действия должны осуществляться с учетом принципа оптимизации.

Предварительная оценка допустимости использования воды для питьевых целей может быть дана по удельной суммарной альфа (A_α)- и бета (A_β)-активности, которая не должна превышать 0,1 и 1,0 Бк/кг.

При возможном присутствии в воде ^3H , ^{14}C , ^{131}I , ^{210}Pb , ^{228}Ra и ^{232}Th , определение удельной концентрации этих радионуклидов в воде является обязательным. Уровень вмешательства для ^{222}Rn в питьевой воде составляет 60 Бк/кг.

Примечание: Критическим путем облучения людей за счет радона, содержащегося в питьевой воде, является переход радона в воздух помещения и последующее ингаляционное поступление дочерних продуктов радона.

Для минеральных и лечебных вод устанавливаются специальные нормативы.

5.3.6. Удельная активность природных радионуклидов в фосфорных удобрениях и мелиорантах не должна превышать:

$$A_{\text{U}} + 1,5A_{\text{Th}} \leq 4,0 \text{ кБк/кг},$$

где A_{U} и A_{Th} - удельные активности урана-238 (радия-226) и тория-232 (тория-228), находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов, соответственно.

5.4. Ограничение медицинского облучения

5.4.1. Принципы контроля и ограничения радиационных воздействий в медицине основаны на получении необходимой и полезной диагностической информации или терапевтического эффекта при минимально возможных уровнях облучения. При этом не устанавливаются пределы доз, но используются принципы обоснования назначения радиологических медицинских процедур и оптимизации мер защиты пациентов.

5.4.2. При проведении профилактических медицинских рентгенологических исследований и научных исследований практически здоровых лиц годовая эффективная доза облучения этих лиц не должна превышать 1 мЗв.

Установленный норматив годового профилактического облучения может быть превышен лишь в условиях неблагоприятной эпидемиологической обстановки, требующей проведения дополнительных исследований или вынужденного использования методов с большим дозобразованием. Такое решение о временном вынужденном превышении этого норматива профилактического облучения принимается областным, краевым (республиканским) управлением здравоохранения.

5.4.3. Проведение научных исследований на людях с источниками излучения должно осуществляться по решению федерального органа здравоохранения. При этом требуется обязательное письменное согласие испытуемого и предоставление ему информации о возможных последствиях облучения.

5.4.4. Лица (не являющиеся работниками рентгенорадиологического отделения), оказывающие помощь в поддержке пациентов (тяжелобольных, детей) при выполнении рентгенорадиологических процедур, не должны подвергаться облучению в дозе, превышающей 5 мЗв в год.

5.4.5. Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 метра от пациента, которому с терапевтической или диагностической целью введены радиофармацевтические препараты, не должна превышать при выходе из радиологического отделения 5 мкЗв/ч с расчетным снижением ее через 2 суток до 1 мкЗв/ч.

5.4.6. При использовании источников излучения в лечебных целях инструментальный контроль доз облучения пациентов является обязательным.

6. Требования по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии

6.1. В случае возникновения аварии должны быть приняты практические меры для восстановления контроля над источником излучения и сведения к минимуму доз облучения, количества облученных лиц, радиоактивного загрязнения окружающей среды, экономических и социальных потерь, вызванных радиоактивным загрязнением.

6.2. При радиационной аварии или обнаружении радиоактивного загрязнения ограничение облучения осуществляется защитными мероприятиями, применимыми, как правило, к окружающей среде и (или) к человеку. Эти мероприятия могут приводить к нарушению нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории, т.е. являются вмешательством, влекущим за собой не только экономический ущерб, но и неблагоприятное воздействие на здоровье населения, психологическое воздействие на население и неблагоприятное изменение состояния экосистем. Поэтому при принятии решений о характере вмешательства (защитных мероприятий) следует руководствоваться следующими принципами:

- предлагаемое вмешательство должно принести обществу и, прежде всего, облучаемым лицам больше пользы, чем вреда, т.е. уменьшение ущерба в результате снижения дозы должно быть достаточным, чтобы оправдать вред и стоимость вмешательства, включая его социальную стоимость (принцип обоснования вмешательства);

- форма, масштаб и длительность вмешательства должны быть оптимизированы таким образом, чтобы чистая польза от снижения дозы, т.е. польза от снижения радиационного ущерба за вычетом ущерба, связанного с вмешательством, была бы максимальной (принцип оптимизации вмешательства).

Если предполагаемая доза излучения за короткий срок (2 суток) достигает уровней, при превышении которых возможны клинически определяемые детерминированные эффекты ([табл. 6.1](#)), необходимо срочное вмешательство (меры защиты). При этом вред здоровью от мер защиты не должен превышать пользы здоровью пострадавших от облучения.

6.3. При хроническом облучении в течение жизни защитные мероприятия становятся обязательными, если годовые поглощенные дозы превышают значения, приведенные в [таблице 6.2](#). Превышение этих доз приводит к серьезным детерминированным эффектам.

Таблица 6.1

Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство

Орган или ткань	Поглощенная доза в органе или ткани за 2 суток, Гр
-----------------	---

Все тело	1
Легкие	6
Кожа	3
Щитовидная железа	5
Хрусталик глаза	2
Гонады	3
Плод	0,1

Таблица 6.2

Уровни вмешательства при хроническом облучении

Орган или ткань	Годовая поглощенная доза, Гр в год
Гонады	0,2
Хрусталик глаза	0,1
Красный костный мозг	0,4

6.4. Уровни вмешательства для временного отселения составляют: для начала временного отселения - 30 мЗв в месяц, для окончания временного отселения 10 мЗв в месяц. Если прогнозируется, что накапливаемая за месяц доза будет находиться выше указанных уровней в течение года, следует рассматривать вопрос об отселении людей на постоянное жительство.

6.5. При проведении противорадиационных вмешательств пределы доз (табл. 3.1) не применяются. Исходя из указанных принципов, при планировании защитных мероприятий на случай радиационной аварии органами госсанэпиднадзора устанавливаются уровни вмешательства (дозы и мощности доз облучения, уровни радиоактивного загрязнения) применительно к конкретному радиационному объекту и условиям его размещения с учетом вероятных типов аварии, сценариев развития аварийной ситуации и складывающейся радиационной обстановки.

Таблица 6.3

Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии.

Меры защиты	Предотвращаемая доза за первые 10 суток, мГр	
	на все тело	щитовидная железа, легкие, кожа

	уровень А	уровень Б	уровень А	уровень Б
Укрытие	5	50	50	500
Йодная профилактика: взрослые	-	-	250*	2500*
дети	-	-	100*	1000*
Эвакуация	50	500	500	5000

* Только для щитовидной железы

Таблица 6.4

Критерии для принятия решений об отселении и ограничении потребления загрязненных пищевых продуктов

Меры	Предотвращаемая эффективная доза, мЗв	
	уровень А	уровень Б
Ограничение потребления загрязненных продуктов питания и питьевой воды	5 за первый год 1 /год в последующие годы	50 за первый год 10 /год в последующие годы
Отселение	50 за первый год	500 за первый год
	1000 за все время отселения	

Таблица 6.5

Критерии для принятия решений об ограничении потребления загрязненных продуктов питания в первый год после возникновения аварии

Радионуклиды	Удельная активность радионуклида в пищевых продуктах, кБк/кг	
	уровень А	уровень Б
^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs	1	10
^{90}Sr	0,1	1,0
^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Am	0,01	0,1

6.6. При аварии, повлекшей за собой радиоактивное загрязнение обширной территории, на основании контроля и прогноза радиационной обстановки устанавливается зона радиационной

аварии. В зоне радиационной аварии проводится контроль радиационной обстановки и осуществляются мероприятия по снижению уровней облучения населения на основе изложенных в п.п. 6.1; 6.2; 6.4 принципов и подходов.

6.7. Принятие решений о мерах защиты населения в случае крупной радиационной аварии с радиоактивным загрязнением территории проводится на основании сравнения прогнозируемой дозы, предотвращаемой защитным мероприятием, и уровней загрязнения с уровнями А и Б, приведенными в [табл. 6.3](#) - [6.5](#).

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, не превосходит уровень А, нет необходимости в выполнении мер защиты, связанных с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, а также хозяйственного и социального функционирования территории.

Если предотвращаемое защитным мероприятием облучение превосходит уровень А, но не достигает уровня Б, решение о выполнении мер защиты принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки и местных условий.

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, достигает и превосходит уровень Б, необходимо выполнение соответствующих мер защиты, даже если они связаны с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории.

6.8. На поздних стадиях радиационной аварии, повлекшей за собой загрязнение обширных территорий долгоживущими радионуклидами, решения о защитных мероприятиях принимаются с учетом сложившейся радиационной обстановки и конкретных социально-экономических условий.

Вариант принятия решений применительно к последствиям аварийных прецедентов и локальных радиоактивных загрязнений приведен в [приложении П-5](#).

6.9. Критерии принятия решений и производные уровни для ограничительных мер при авариях с диспергированием преимущественно урана, плутония, других трансурановых элементов устанавливаются специальным нормативным документом.

7. Требования к контролю за выполнением Норм

7.1. Радиационный контроль является важнейшей частью обеспечения радиационной безопасности, начиная со стадии проектирования радиационно-опасных объектов. Он имеет целью определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая не превышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней при нормальной работе, получение необходимой информации для оптимизации защиты и принятия решений о вмешательстве в случае радиационных аварий, загрязнения местности и зданий радионуклидами, а также на территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения. Радиационный контроль осуществляется за всеми источниками излучения, кроме приведенных в п. 1.4 Норм.

7.2. Радиационному контролю подлежат:

- радиационные характеристики источников излучения, выбросов в атмосферу, жидких и твердых радиоактивных отходов;
- радиационные факторы, создаваемые технологическим процессом на рабочих местах и в окружающей среде;
- радиационные факторы на загрязненных территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения;

- уровни облучения персонала и населения от всех источников излучения, на которые распространяется действие настоящих Норм.

7.3. Основными контролируемыми параметрами являются:

- годовая эффективная и эквивалентная дозы (см. [табл. 3.1](#));
- поступление радионуклидов в организм и их содержание в организме для оценки годового поступления;
- объемная или удельная активность радионуклидов в воздухе, воде, продуктах питания, строительных материалах и др.;
- радиоактивное загрязнение кожных покровов, одежды, обуви, рабочих поверхностей;
- мощность дозы внешнего излучения;
- плотность потока частиц и фотонов.

Переход от измеряемых величин внешнего излучения к нормируемым определяется специальными методическими указаниями.

7.4. С целью оперативного контроля для всех контролируемых параметров по п.7.3 устанавливаются контрольные уровни. Значение этих уровней устанавливается таким образом, чтобы было гарантировано непревышение основных пределов доз и реализация принципа снижения уровней облучения до возможно низкого уровня.

При этом учитывается облучение от всех подлежащих контролю источников излучения, достигнутый уровень защищенности, возможность его дальнейшего снижения с учетом требований принципа оптимизации. Обнаруженное превышение контрольных уровней является основанием для выяснения причин этого превышения.

7.5. Администрация организации может вводить дополнительные, более жесткие числовые значения контролируемых параметров - административные уровни.

7.6. Государственный надзор за выполнением Норм радиационной безопасности осуществляют органы госсанэпиднадзора и другие органы, уполномоченные Правительством Российской Федерации в соответствии с действующими нормативными актами.

7.7. Контроль за соблюдением Норм в организациях, независимо от форм собственности, возлагается на администрацию этой организации. Контроль за облучением населения возлагается на органы исполнительной власти субъектов Российской Федерации.

При возникновении радиационной аварии:

- контроль за ее развитием, защитой персонала в организации и аварийных бригад осуществляется администрацией этой организации;
- контроль за облучением населения осуществляется местными органами власти и государственного надзора за радиационной безопасностью.

Контроль за медицинским облучением пациентов возлагается на администрацию органов и учреждений здравоохранения.

8. Значения допустимых уровней радиационного воздействия

8.1. Для каждой категории облучаемых лиц значение допустимого уровня радиационного воздействия для данного пути облучения определено таким образом, чтобы при таком уровне воздействия только одного данного фактора облучения в течение года величина дозы равнялась величине соответствующего годового предела (усредненного за пять лет), указанного в [таблице 3.1](#).

В таблицах и приложениях запись вида 1,6-12 означает $1,6 \times 10^{-12}$, а 1,6+12 - $1,6 \times 10^{+12}$.

8.2. Значения допустимых уровней для всех путей облучения определены для стандартных условий, которые характеризуются следующими параметрами:

- объемом вдыхаемого воздуха V , с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;
- временем облучения t в течение календарного года;
- массой питьевой воды M , с которой радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;
- геометрией внешнего облучения потоками ионизирующего излучения.

Для персонала установлены следующие значения стандартных параметров: $V_{\text{перс}} = 2,4 \times 10^3$ куб.м в год; $t_{\text{перс}} = 1700$ ч в год; $M_{\text{перс}} = 0$.

Для населения установлены следующие значения стандартных параметров: $t_{\text{нас}} = 8800$ ч в год; $M_{\text{нас}} = 730$ кг в год для взрослых. Годовой объем вдыхаемого воздуха установлен в зависимости от возраста:

Таблица 8.1

Годовой объем вдыхаемого воздуха для разных возрастных групп населения

Возраст, лет	до 1	1-2	2-7	7-12	12-17	Взрослые (больше 17)
V , тыс.куб.м в год	1,0	1,9	3,2	5,2	7,3	8,1

8.3. Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных аэрозолей, их химические соединения разделены на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь:

- тип "М" (медленно растворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью $0,0001 \text{ сут}^{-1}$;
- тип "П" (соединения, растворимые с промежуточной скоростью): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью $0,005 \text{ сут}^{-1}$;
- тип "Б" (быстро растворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 сут^{-1} .

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных газов выделены типы "Г" (Г1-Г3) газов и паров соединений некоторых элементов.

Распределение соединений элементов по типам при ингаляции в производственных условиях приведено в [приложении П-3](#).

8.4. Приведенные в приложениях [П-1](#) и [П-2](#) значения дозовых коэффициентов, а также величин $\text{ПГП}_{\text{перс}}$, $\text{ПГП}_{\text{нас}}$, $\text{ДОА}_{\text{перс}}$ и $\text{ДОА}_{\text{нас}}$ для воздуха рассчитаны для аэрозолей с логарифмически нормальным распределением частиц по активности при медианном по активности аэродинамическом диаметре 1 мкм и стандартном геометрическом отклонении, равном 2,5. В расчетах использована модель органов дыхания, рекомендованная Публикацией 66 МКРЗ.

8.5. В [приложении П-1](#) для персонала для случая поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом приведены значения дозового коэффициента, допустимого годового поступления $\text{ПГП}_{\text{перс}}$, допустимой среднегодовой объемной активности $\text{ДОА}_{\text{перс}}$. В [приложении П-1](#) не входят инертные газы, поскольку они являются источниками внешнего облучения, а также изотопы радона с продуктами их распада (см. разделы 4 и 5). Природные радионуклиды ^{87}Rb , ^{115}In , ^{144}Nd , ^{147}Sm и ^{187}Re не включены в таблицу, поскольку они нормируются по их химической токсичности. Из-за химической токсичности урана поступление через органы дыхания его соединений класса Б или П не должно превышать 2,5 мг в сутки и 500 мг в год.

Если химическая форма соединения данного радионуклида неизвестна, то следует использовать данные из [приложения П-1](#) для соединения с наибольшим значением величины дозового коэффициента и, соответственно наименьшими значениями $\text{ПГП}_{\text{перс}}$ и $\text{ДОА}_{\text{перс}}$.

8.6. В [приложении П-2](#) для населения приведены:

а) для случая поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом - критическая возрастная группа, а также значения дозового коэффициента и предела годового поступления $\text{ПГП}_{\text{нас}}$ для этой же возрастной группы и типа соединений, для которых допустимая среднегодовая объемная активность $\text{ДОА}_{\text{нас}}$ оказалась наименьшей;

б) для случая поступления радионуклидов с водой и пищей - критическая возрастная группа, значения дозового коэффициента и предела годового поступления $\text{ПГП}_{\text{нас}}$ для этой же группы, где $\text{ПГП}_{\text{нас}}$ наименьшее, а также уровень вмешательства по среднегодовой удельной активности в питьевой воде $\text{УВ}_{\text{нас}}$, рассчитанный согласно п. 5.3.5. $\text{УВ}_{\text{нас}}$ в пищевых продуктах не приводятся и должны определяться по специальным методическим указаниям с учетом местных особенностей внутреннего и внешнего облучения населения - см. п. 5.2.4 и с обеспечением неперевышения основных пределов доз ([табл. 3.1](#)) в нормальных условиях и критериев таблиц [6.4](#) и [6.5](#) при аварийном облучении.

8.7. В таблицах [8.2](#) - [8.8](#) приведены числовые значения среднегодовых допустимых плотностей потоков частиц при внешнем облучении всего тела, кожи и хрусталика глаза лиц из персонала моноэнергетическими электронами ([табл. 8.2-8.3](#)), бета-частицами ([табл. 8.4](#)), моноэнергетическими фотонами ([табл. 8.5-8.7](#)) и моноэнергетическими нейтронами ([табл. 8.8](#)). Значения среднегодовых допустимых плотностей потоков частиц даны для широкого диапазона энергий излучения и двух наиболее вероятных геометрий облучения: изотропного (2π или 4π) поля излучения и падения параллельного пучка излучения на тело спереди (передне-задняя геометрия).

8.8. В [таблице 8.9](#) приведены значения допустимого радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды, спецобуви, средств индивидуальной защиты персонала. Для кожи, спецодежды, спецобуви, средств индивидуальной защиты нормируется общее (снимаемое и неснимаемое) радиоактивное загрязнение. В остальных случаях нормируется только снимаемое загрязнение.

Уровни общего радиоактивного загрязнения кожи определены с учетом проникновения доли радионуклида в кожу и в организм. Расчет произведен в предположении, что общая площадь загрязнения не должна превосходить 300 см^2 .

8.9. Минимально значимые удельная активность (МЗУА) и активность в помещении или на рабочем месте (МЗА) приведены в [приложении П-4](#).

Таблица 8.2

Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических электронов для лиц из персонала при облучении кожи

Энергия электронов, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичный флюенс, $10^{-10} \text{ Зв} \times \text{см}^2$		Среднегодовая допустимая плотность потока $\text{ДПП}_{\text{перс}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	
	<u>*ИЗО</u>	<u>*ПЗ</u>	*ИЗО	*ПЗ
0,07	0,3	2,2	2700	370
0,10	5,7	16,6	140	50
0,20	5,6	8,3	150	100
0,40	4,3	4,6	190	180
0,70	3,7	3,4	220	240
1,00	3,5	3,1	230	260
2,00	3,2	2,8	260	290
4,00	3,2	2,7	260	300
7,00	3,2	2,7	260	300
10,0	3,2	2,7	260	300

* ИЗО - изотропное (2π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 8.3

Значения эквивалентной дозы, нормированные на флюенс, и среднегодовые допустимые плотности потока при облучении хрусталиков глаз моноэнергетическими электронами для лиц из персонала

Энергия электронов, МэВ	Эквивалентная доза в хрусталике на единичный флюенс, $10^{-10} \text{ Зв} \cdot \text{см}^2$		Среднегодовая допустимая плотность потока $\text{ДПП}_{\text{перс}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	
	<u>ИЗО*</u>	<u>ПЗ*</u>	ИЗО*	ПЗ*
0,80	0,08	0,45	3100	540
1,00	0,75	3,0	330	80
1,50	1,9	5,2	130	50

2,00	2,2	4,8	110	50
4,00	2,6	3,3	95	75
7,00	2,9	3,1	85	80
10,0	3,0	3,0	80	80

* ИЗО - изотропное (2 π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 8.4

Значения эквивалентной дозы, нормированные на флюенс, и среднегодовые допустимые плотности потока при контактном облучении кожи бета-частицами для лиц из персонала

Средняя энергия бета-спектра, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичный флюенс, 10^{-10} Зв·см ²	Среднегодовая допустимая плотность потока ДПП _{перс} , см ⁻² ·с ⁻¹
0,05	1,0	820
0,07	1,8	450
0,10	2,6	310
0,15	3,4	240
0,20	3,8	215
0,30	4,3	190
0,40	4,5	180
0,50	4,6	180
0,70	4,8	170
1,00	5,0	165
1,50	5,2	160
2,00	5,3	155

Таблица 8.5

Значения эффективной дозы, нормированные на величину поглощенной дозы в воздухе, и среднегодовые допустимые уровни внешнего облучения всего тела моноэнергетическими фотонами для лиц из персонала

Энергия фотонов,	Эффективная доза на	Среднегодовая допустимая	Поглощенная доза в воздухе
------------------	---------------------	--------------------------	----------------------------

МэВ	единичную поглощенную дозу в воздухе, Зв· Гр ⁻¹		мощность поглощенной дозы в воздухе, мкГр· ч ⁻¹		на единичный флюенс, 10 ⁻¹² Гр· см ²
	ИЗО*	ПЗ*	ИЗО*	ПЗ*	
1,0-2	2,7-3	6,5-3	4,36+3	1,81+3	7,43
1,5-2	1,2-2	4,0-2	9,80+2	2,94+2	3,12
2,0-2	3,6-2	1,2-1	3,27+2	9,80+1	1,68
3,0-2	1,4-1	4,2-1	8,40+1	2,80+1	7,2-1
4,0-2	3,3-1	7,9-1	3,56+1	1,49+1	4,3-1
5,0-2	5,1-1	1,11	2,31+1	1,06+1	3,2-1
6,0-2	6,4-1	1,31	1,84+1	8,98	2,9-1
8,0-2	7,5-1	1,43	1,57+1	8,22	3,1-1
1,0-1	7,5-1	1,39	1,57+1	8,46	3,7-1
1,5-1	7,0-1	1,26	1,68+1	9,33	6,0-1
2,0-1	6,8-1	1,17	1,73+1	1,01+1	8,6-1
3,0-1	6,7-1	1,09	1,76+1	1,08+1	1,38
4,0-1	6,7-1	1,06	1,76+1	1,11+1	1,89
5,0-1	6,8-1	1,04	1,73+1	1,13+1	2,38
6,0-1	6,8-1	1,02	1,73+1	1,15+1	2,84
8,0-1	7,0-1	1,01	1,68+1	1,16+1	3,69
1,0	7,2-1	1,00	1,63+1	1,18+1	4,47
2,0	7,7-1	9,9-1	1,53+1	1,19+1	7,55
4,0	8,2-1	9,9-1	1,43+1	1,19+1	12,1
6,0	8,5-1	9,9-1	1,38+1	1,19+1	16,1
8,0	8,6-1	9,9-1	1,37+1	1,19+1	20,1
10,0	8,7-1	9,9-1	1,35+1	1,19+1	24,0

* ИЗО - изотропное (4π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 8.6

**Значения эквивалентной дозы, нормированные на величину поглощенной дозы
в воздухе, и среднегодовые допустимые уровни облучения кожи
моноэнергетическими фотонами для лиц из персонала**

Энергия фотонов, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичную поглощенную дозу в воздухе, Зв· Гр ⁻¹		Среднегодовая допустимая мощность поглощенной дозы в воздухе, мкГр· ч ⁻¹	
	ИЗО*	ПЗ*	ИЗО*	ПЗ*
1,0-2	0,83	0,95	350	310
2,0-2	0,99	1,05	300	280
3,0-2	1,14	1,22	260	240
5,0-2	1,43	1,53	210	190
1,0-1	1,48	1,55	200	190
1,5-1	1,38	1,42	210	210
3,0-1	1,30	1,31	225	225
4,0-1	1,26	1,26	230	230
5,0-1	1,23	1,23	240	240
6,0-1	1,21	1,21	245	245
8,0-1	1,19	1,19	250	250
1,0	1,17	1,17	250	250
2,0	1,14	1,14	260	260
4,0	1,12	1,12	265	265
6,0	1,11	1,11	265	265
8,0	1,11	1,11	265	265
10,0	1,10	1,10	270	270

* ИЗО - изотропное (2π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 8.7

**Значения эквивалентной дозы, нормированные на величину поглощенной дозы
в воздухе, и среднегодовые допустимые уровни облучения хрусталиков глаз
моноэнергетическими фотонами для лиц из персонала**

Энергия	Эквивалентная доза в	Среднегодовая
---------	----------------------	---------------

фотонов, МэВ	хрусталике на единичную поглощенную дозу в воздухе, Зв· Гр ⁻¹		допустимая мощность поглощенной дозы в воздухе, мкГр· ч ⁻¹	
	ИЗО*	ПЗ*	ИЗО*	ПЗ*
1,0-2	0,09	0,30	980	290
1,5-2	0,24	0,66	370	130
2,0-2	0,37	0,91	240	97
3,0-2	0,52	1,20	170	74
4,0-2	0,64	1,33	140	66
5,0-2	0,74	1,42	120	62
6,0-2	0,81	1,49	110	59
8,0-2	0,86	1,55	100	57
1,0-1	0,88	1,53	97	58
1,5-1	0,91	1,43	99	62
2,0-1	0,89	1,36	102	65
3,0-1	0,87	1,28	104	69
4,0-1	0,84	1,23	105	72
5,0-1	0,84	1,20	106	74
6,0-1	0,84	1,17	106	75
8,0-1	0,84	1,14	105	78
1,0	0,84	1,11	105	79
2,0	0,88	1,05	100	84
4,0	0,92	1,00	96	87
6,0	0,94	0,97	94	91
8,0	0,95	0,95	93	93
10,0	0,96	0,93	92	95

* ИЗО - изотропное (4π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 8.8

**Значения эффективной дозы, нормированные на флюенс,
и среднегодовые допустимые плотности потока при внешнем облучении
всего тела моноэнергетическими нейтронами для лиц из персонала**

Энергия нейтронов, Мэв	Эффективная доза на единичный флюенс, 10^{-7} $^{12}\text{Зв}\cdot\text{см}^2$		Среднегодовая допустимая плотность потока, ДПП _{перс} , $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	
	ИЗО*	ПЗ*	ИЗО*	ПЗ*
тепл. нейтроны	1,2	3,0	2,8+3	1,1+3
2,0-7	2,0	5,0	1,7+3	6,6+2
5,0-7	2,5	5,8	1,3+3	5,7+2
6,0-6	2,8	6,5	1,2+3	5,1+2
5,0-6	2,8	7,0	1,2+3	4,7+2
1,0-5	2,8	7,2	1,2+3	4,6+2
5,0-5	2,9	7,5	1,1+3	4,5+2
1,0-4	3,0	7,5	1,1+3	4,5+2
5,0-4	3,0	7,0	1,1+3	4,7+2
1,0-3	3,0	6,8	1,1+3	4,9+2
5,0-3	3,0	7,1	1,1+3	4,7+2
1,0-2	3,4	8,5	1,0+3	3,9+2
2,0-2	4,5	11	7,3+2	3,0+2
3,0-2	6,0	13	5,5+2	2,5+2
5,0-2	7,5	19	4,4+2	1,7+2
7,0-2	9	24	3,7+2	1,4+2
1,0-1	12	34	7,7+2	1,0+2
2,0-1	21	55	1,6+2	6,0+1
3,0-1	30	75	1,1+2	4,5+1
5,0-1	47	121	7,0+1	2,7+1
7,0-1	68	155	4,8+1	2,1+1
9,0-1	74	184	4,4+1	1,8+1
1,0	75	197	4,4+1	1,7+1

2,0	137	305	2,4+1	1,1+1
3,0	176	320	1,9+1	1,0+1
4,0	198	335	1,7+1	9,8
5,0	221	352	1,5+1	9,4
6,0	232	357	1,4+1	9,3
7,0	246	360	1,3+1	9,2
8,0	257	372	1,3+1	8,8
9,0	268	390	1,2+1	8,5
10,0	279	415	1,2+1	7,9
12,0	307	460	1,1+1	7,2
14,0	335	480	9,8	6,9

* ИЗО - изотропное (4 π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 8.9

Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи (в течение рабочей смены), спецодежды и средств индивидуальной защиты, част/(мин \times см²)

Объект загрязнения	Альфа-активные нуклиды [*]		Бета-активные нуклиды
	отдельные ^{**}	прочие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200 ^{***}
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000

Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	50	200	10000

Примечания:

* Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных альфа-активными радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение; для остальных поверхностей - суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение

** К отдельным относятся альфа-активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений ДООА < 0,3 Бк/м³.

*** Установлены следующие значения допустимых уровней загрязнения кожи, спецбелья и внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для отдельных радионуклидов:

- для Sr-90 + Y-90 - 40 част/(мин × см²);