

Учреждение образования
«Белорусский государственный педагогический университет
имени Максима Танка»

Факультет физико-математический
Кафедра физики и методики преподавания физики

(рег. № _____)

дата

СОГЛАСОВАНО

Заведующий кафедрой

_____ В.Р.Соболь

_____ 2019 г.

СОГЛАСОВАНО

Декан факультета

_____ С.И.Василец

_____ 2019 г.

УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ПО УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЕ
РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ БЕЛАРУСИ
для специальности 1 – 02 05 02 Физика и информатика

СОСТАВИТЕЛИ:

С.А.Василевский, доцент кафедры физики и методики преподавания физики учреждения образования «Белорусский государственный педагогический университет имени Максима Танка», кандидат физико-математических наук, доцент В.Р.Соболь, заведующий кафедрой физики и методики преподавания физики учреждения образования «Белорусский государственный педагогический университет имени Максима Танка», доктор физико-математических наук, профессор

Рассмотрено и утверждено

на заседании Совета БГПУ _____ 2019 г. протокол № _____

СОДЕРЖАНИЕ

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА	4
1. ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ	8
Элементы лекционного материала	8
2. ПРАКТИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ	64
Лабораторные работы	64
Задачи	68
3. РАЗДЕЛ КОНТРОЛЯ ЗНАНИЙ	77
Вопросы для итогового контроля	77
4. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЙ РАЗДЕЛ	81
Литература	81
Учебно-тематический план дисциплины “Радиоэкологические проблемы Беларуси”	83

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА

Учебно-методический комплекс (УМК) по учебной дисциплине “Радиоэкологические проблемы Беларуси” предназначен для методической поддержки при обеспечении профессиональной подготовки студентов физико-математического факультета БГПУ. Комплекс создан в соответствии с требованиями образовательных программ и образовательных стандартов высшего образования (Кодекс Республики Беларусь об образовании 2010 г., Положение об учебно-методическом комплексе на уровне высшего образования N 167 от 2011 г.). Комплекс подготовлен в соответствии с требованиями учебных планов при четырехлетнем сроке обучения по специальностям 1- 02 05 02 Физика и информатика.

Содержание учебно-методического комплекса соответствует первой ступени обучения в системе многоуровневого педагогического образования. УМК составлен с учетом того, что в подготовке учителя физики курс радиоэкологии является дополнительным.

Курс дисциплины по выбору “Радиоэкологические проблемы Беларуси” построен на основе курсов общей и теоретической физики, дозиметрии и отчасти радиохимии и радиобиологии. Основной целью предлагаемого курса является повышение радиационной культуры будущих педагогов, учителей физики, формирование у них представления о роли и месте физики в радиоэкологии и умения использовать полученные знания на практике, поскольку значительная часть территории нашей страны заражена радионуклидами в результате Чернобыльской катастрофы, и в стране начато строительство АЭС.

К задачам названного курса относятся:

- формирование у будущих преподавателей физики компетентных взвешенных представлений о значении ядерной энергетики для народного хозяйства любой страны и об экологическом воздействии АЭС;
- усвоение студентами правил проживания в местах, расположенных по соседству с зараженными территориями;
- изучение основ дозиметрии и овладение навыками измерения дозиметрических величин современными приборами;
- знакомство студентов с механизмом миграции радионуклидов чернобыльского происхождения в природных средах;
- изучение возможностей регулирования распространения радионуклидов на чистые территории и попадания в сельскохозяйственную продукцию;
- ознакомление с оценками воздействия на окружающую среду строящейся Белорусской АЭС.

Структура УМК по дисциплине “Радиоэкологические проблемы Беларуси”

Раздел УМК и его характеристика	Структурные элементы УМК
Теоретический	1. Введение. Радиоэкология как наука. Основные понятия радиоэкологии (презентация LO, L1).

<p>Содержит материалы для теоретического изучения учебной дисциплины в объеме, установленном типовым учебным планом по специальности</p>	<ol style="list-style-type: none"> 2. Ионизирующее излучение (презентация L2, L3). 3. Основы дозиметрии и радиометрии (презентация L4, L5). 4. Радиационный фон окружающей среды. Биологические эффекты ионизирующего излучения (презентация L6, L7). 5. Использование ионизирующего излучения (презентация L8). 6. Проблемы ядерной энергетики (презентация L9). 7. Испытания ядерного оружия (презентация L10). 8. Ядерные аварии (презентация L11). 9. Катастрофа на Чернобыльской АЭС: причины, общая характеристика, загрязнение территории Республики Беларусь радионуклидами (презентация L12). 10. Миграция радионуклидов в природных комплексах и экосистемах (презентация L13). 11. Ликвидация последствий катастрофы на ЧАЭС (презентация L14). 12. Развитие ядерной энергетики в Республике Беларусь (лекция «Белорусская АЭС L15»).
<p>Практический Содержит материалы для проведения практических учебных занятий в объеме, установленном типовым учебным планом по специальности</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Набор заданий для проведения практических и лабораторных занятий. 2. Таблицы физических величин.
<p>Контроля знаний Содержит материалы текущей и итоговой аттестации, иные материалы, позволяющие определить соответствие результатов учебной деятельности обучающихся требованиям образовательных стандартов и учебно-программной документации образовательных программ</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Вопросы для проведения промежуточного контроля знаний. 2. Вопросы для проведения итогового контроля знаний на зачете по курсу.
<p>Вспомогательный Содержит элементы учебно-программной документации образовательной программы, учебно-методической документации, перечень учебных изданий и информационно-аналитических материалов, рекомендуемых для изучения учебной дисциплины.</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Пояснительная записка к учебной программе «Радио-экологические проблемы Беларуси». 2. Примерный тематический план. 3. Содержание учебного материала. 4. Учебно-методическая карта. 5. Учебная программа учреждения высшего образования по учебной дисциплине. 6. Список основной и дополнительной литературы.

В комплексе органично сочетаются вопросы взаимосвязи физики и экологии, включены данные о наиболее важных радиоэкологических задачах, которые помогут использовать полученные знания на практике.

Обозначены границы выполнения применяемых радиоэкологических концепций, моделей, теорий. Особое внимание уделяется методологическим проблемам физики атома и ядра в радиоэкологии как науке, позволяющей отследить эволюцию загрязнения территории Республики Беларусь радионуклидами. Планируемые практические занятия направлены на приобретение студентами навыков использования полученных теоретических знаний при решении конкретных численных задач.

Изучение учебной дисциплины “Радиоэкологические проблемы Беларуси” должно обеспечить формирование у студентов академических, социально-личностных и профессиональных компетенций.

Требования к академическим компетенциям.

Студент должен:

АК – 1. Уметь применять базовые научно-теоретические знания для решения теоретических и практических задач

АК – 2. Владеть методами научно-педагогического исследования

АК – 3. Владеть исследовательскими навыками

АК – 4. Уметь работать самостоятельно

АК – 6. Владеть междисциплинарным подходом при решении проблем

Требования к социально-личностным компетенциям.

Студент должен:

СЛК – 1. Обладать качествами гражданственности

СЛК – 2. Быть способным к социальному взаимодействию

СЛК – 3. Обладать способностью к межличностным коммуникациям

СЛК – 4. Быть способным к осуществлению самообразования и самосовершенствования профессиональной деятельности

Требования к профессиональным компетенциям.

Студент должен быть способен:

ПК – 1. Управлять учебно-познавательной и учебно-исследовательской деятельностью обучающихся

ПК – 2. Использовать оптимальные методы, формы и средства обучения

ПК – 3. Организовывать и проводить учебные занятия различных видов и форм

ПК – 4. Организовывать самостоятельную работу обучающихся

В результате изучения учебной дисциплины “Радиоэкологические проблемы Беларуси” студент должен:

знать:

– радиационную обстановку на территории Беларуси до и после Чернобыльской катастрофы

– роль и место физики в системе знаний об экологической безопасности в процессе развития человеческого общества;

– дозиметрические величины, которые используются в радиоэкологии

- основные принципы измерения радиометрических величин;
- происхождение природной и искусственной радиоактивности
- экспериментальные методы определения миграции радионуклидов в природных комплексах;
- влияние ионизирующего излучения на различные экосистемы и человека;
- цели и задачи современного образования в области физики и экологии, содержание учебных программ, учебников и учебных пособий.

В результате изучения учебной дисциплины “Радиоэкологические проблемы Беларуси” студент должен:

уметь:

- пользоваться современными дозиметрическими приборами; определять уровень заряженности радионуклидами контрольной территории; в лабораторных условиях определять содержание радионуклидов в различных образцах;
- сравнивать дозиметрические величины, представленные в различных системах единиц измерения; переводить единицы измерения дозиметрических величин из одной системы в другую;
- пользоваться системой знаний для решения дозиметрических задач;
- проводить научно-методический анализ радиоэкологических проблем загрязненной радионуклидами экосистемы;

В результате изучения учебной дисциплины “Радиоэкологические проблемы Беларуси” студент должен:

владеть:

- системой знаний о понятиях, принципах, теориях, дозиметрии ионизирующих излучений;
- практическими умениями решать расчетные задачи по определению экспозиционной дозы, эффективной эквивалентной поглощенной дозы, слоя половинного поглощения;
- методами определения и расчета содержания стронция-90 в жидкостях и сыпучих телах;
- умениями применять полученные знания для описания и объяснения явлений в природе, физических свойств вещества, для понимания роли миграции радионуклидов в природных комплексах и экосистемах.

Значительное место в учебно-методическом комплексе отводится организации самостоятельной работы студентов. Этот вид работы должен органично включаться в учебный процесс при соединении с иными формами учебных занятий.

Используемые в рамках данного комплекса программы, пособия, и т.д. позволяют обеспечить проведение образовательного процесса по учебной дисциплине “Радиоэкологические проблемы Беларуси” в объеме 94 часов, из которых на аудиторные занятия отведено 48 часов. Распределение по видам занятий: лекции – 32 часа, лабораторный практикум – 16 часов, самостоятельная работа – 46 часов. Форма контроля – зачет. Изучение дисциплины проводится на 4 курсе (8 семестр), дневной формы получения образования.

1. ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ

Элементы лекционного материала. Основные формулы

Лекция 1

Введение. Атомы, ядра, излучение. Обзор основных понятий и явлений ядерной физики. Радиоэкология как наука. Основные понятия радиоэкологии. Предмет изучения радиоэкологии. Основные разделы радиоэкологии. Общая, теоретическая и экспериментальная радиоэкология. Структура радиоэкологии. Связь радиоэкологии с экологией и другими науками о природе. Основные экологические понятия, используемые в радиоэкологии. Экологические системы.

Атомное ядро – центральная часть атома, состоит из протонов и нейтронов (рис.1.1). Имеет электрический заряд $+Z \cdot e$, где Z – атомный номер элемента, равный числу протонов в ядре. Число нейтронов в ядре обычно обозначается буквой N . Сумму $A = N + Z$ называют атомным или массовым числом. В общем виде элемент записывается ${}^A_Z X$ (${}^{16}_8 O, A = 16, Z = 8$). Масса нейтрона больше массы протона приблизительно на 2 массы электрона. Нейтроны и протоны в ядре называют нуклонами. В ядре они удерживаются силами взаимного притяжения, которые относятся к сильному взаимодействию. Сильное взаимодействие превышает электромагнитное, поэтому ядро не распадается под действием кулоновских сил отталкивания.

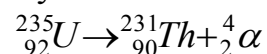
Все ядра делятся на стабильные и радиоактивные. Стабильные ядра бесконечно долго сохраняют свой нуклонный состав. Радиоактивные с течением времени распадаются, это значит – меняют свой нуклонный состав. Различают α , β и γ – распад.

При α –распаде излучается ядро гелия (α -частица): материнское ядро превращается в дочернее, в котором на 2 протона и 2 нейтрона меньше. α –распад имеет место для многих (но не всех) тяжелых ядер, начиная с $Z = 82$. ($Z = 82$ у свинца).

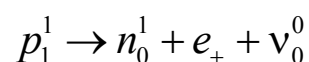
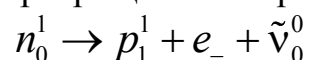
Схема α –распада:



Примером такого распада служит



При β -распаде либо один из нейтронов ядра превращается в протон, либо наоборот:



В связи с этим различают три вида β -распада:

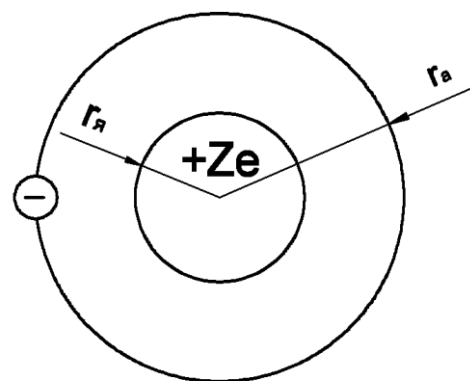


Рис. 1.1

– электронный или β^- -распад
 ${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z+1} Y + {}^0_{-1} e + \bar{\nu}$ – в общем виде. Примером такого распада является распад $Sr - 90$, которого достаточно много выпало на территорию Беларуси и, который является одним из радиоактивных загрязнителей территории нашей страны: ${}^{90}_{38} Sr \rightarrow {}^{90}_{39} J + {}^0_{-1} e + \bar{\nu}$ и далее ${}^{90}_{39} J \rightarrow {}^{90}_{40} Zr + {}^0_{-1} e + \bar{\nu}$.

– позитронный или β^+ -распад
 ${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + {}^0_{+1} p + \nu$
 – электронный или e -захват. Ядром захватывается один из электронов атома с его орбиты. В результате один из протонов превращается в нейтрон
 ${}^1_{+1} p + {}^0_{-1} e \rightarrow {}^1_0 n + h \cdot \nu$. По такой схеме бериллий превращается в литий
 ${}^7_4 Be + {}^7_3 Li + h \cdot \nu$

При электронном захвате в электронной оболочке атома освобождается место, которое занимает электрон с другого энергетического уровня. Переход сопровождается т.н. характеристическим излучением. Как правило и α -распад и β^+ -распад сопровождаются γ -излучением.

Самопроизвольный радиоактивный распад происходит по убывающей экспоненте. Никакие доступные в земных условиях методы воздействия на вещество (механические, электрические, химические и т.д.) не могут повлиять на этот процесс: не ускорить, не замедлить его.

В процессе создания Вселенной возникали и стабильные и радиоактивные ядра. Однако, из последних до настоящего времени сохранились только те элементы, периоды полураспада которых сравнимы с возрастом Вселенной. Подавляющее большинство радиоактивных элементов (около 2000) созданы искусственно. К сожалению, некоторые из них созданы в достаточно больших количествах и по территории планеты в силу разных обстоятельств распределены таким образом, что в некоторых регионах достаточно сильно влияют на радиационную обстановку. Стабильных элементов существует около 300. В стабильных легких ядрах количество протонов и нейтронов примерно одинаковое. Но с увеличением атомного номера доля нейтронов возрастает. В состав самого тяжелого из существующих в природе атомных ядер $U - 238$ входит 92 протона и 146 нейтронов. Полная энергия и масса атомного ядра связаны соотношением $E = M \cdot c^2$. Из формулы следует, что «конверсия» в энергию одного килограмма массы дает $\approx 9 \cdot 10^{16}$ Дж или $25 \text{ млрд. кВт} \cdot \text{час}$ энергии. Для сравнения БССР в 1988 году вырабатывала $38,2 \text{ млрд. кВт} \cdot \text{час}$ энергии. Сегодняшние технологии не позволяют осуществлять непосредственную трансформацию материи в энергию. Однако масса атомного ядра не равна сумме масс входящих в его состав нуклонов, а меньше за нее на величину ΔM . Величину $\Delta E = \Delta M \cdot c^2$ называют энергией связи ядра. Однако энергия связи не является мерой устойчивости ядер. Чем больше порядковый номер атома Z , тем больше энергии связи, однако, как

раз тяжелые ядра не устойчивы. Они могут самопроизвольно распадаться. Мерой устойчивости ядер является удельная энергия связи.

$$\varepsilon = \frac{\Delta E \text{ МэВ}}{F \text{ нуклон}}$$

Она сложным немонотонным образом зависит от атомной массы (рис.1.2)

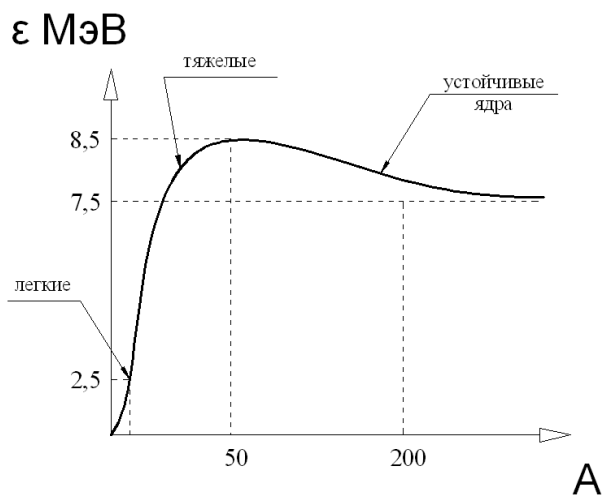


Рис. 1.2

При ядерных превращениях энергия может, как поглощаться, так и выделяться. Простейшими ядерными превращениями являются α и β – распад, если первоначально существует одна частица – «материнское ядро», а в конечном итоге – две частицы – продукты распада. Тяжелые ядра имеют энергию связи

выше $7,5 \frac{\text{МэВ}}{\text{нуклон}}$, следовательно, деление тяжелых ядер энергетически выгодно. В каждом акте деления ядра $U - 235$ высвобождается энергия порядка 200 МэВ . Синтез легких ядер энергетически выгоден, если удельная энергия связи меньше $6 \frac{\text{МэВ}}{\text{нуклон}}$. При образовании примерно 1г из дейтерия высвобождается энергия порядка $200 \text{ МВт} \cdot \text{час}$.

Лекция 2

Ионизирующее излучение. Строение атома. Стабильные и нестабильные ядра. α , β , γ – распад. Ионизирующее излучение (ИИ). Взаимодействие ИИ с веществом: Фотозффект, эффект Комптона, упругое и неупругое рассеяние. Природная радиоактивность Семейства радиоактивных элементов и радионуклиды элементов средней части таблицы Д.И. Менделеева.

Ионизирующее излучение (ИИ). ИИ – поток частиц, заряженных или нейтральных и квантов электромагнитного излучения, прохождение которых через вещество приводит к ионизации или возбуждению атомов, или молекул. Все ИИ по своей природе делятся на фотонные и корпускулярные. Первые исследования ИИ относятся к концу XIX века и осуществлены немецким физиком

В.Рентгеном и французскими физиками А. Беккерелем, П. Кюри, М. Складовской –Кюри.

Под общим названием фотонного ИИ имеются в виду:

- излучения, возникающие при изменении энергетических состояний атомных ядер и при аннигиляции элементарных частиц;
- тормозное излучение, возникающее при уменьшении кинетической энергии заряженных частиц;
- характеристическое излучение с дискретным энергетическим спектром.

К корпускулярному ИИ относятся α и β – излучения, протонное, нейтронное и мезонное.

Частицы корпускулярного ИИ и фотоны принято называть ионизирующими частицами.

Источником ИИ называют объект, содержащий радиоактивный материал или техническое приспособление излучающее или способное излучать при определенных условиях.

Под радиоактивностью понимают самопроизвольное преобразование неустойчивого нуклида в другой нуклид.

Нуклидом называют вид атомов одного элемента с фиксированным количеством протонов и нейтронов в ядре.

Радионуклид – нуклид, владеющий радиоактивностью.

Распределение ИИ в рассматриваемой среде называют полем ИИ. В зависимости от того, какая физическая величина выбрана в данном случае для характеристики поля, отличают: поле плотности потока частиц, поле мощности поглощенной дозы и т.д.

Для характеристики радиоактивного распада применяется физическая величина, называемая активностью.

Активностью источника ИИ A называют отношение количества спонтанных ядерных превращений dN , происходящих в источнике за интервал времени dt , к величине этого интервала:

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

Активность радионуклида может быть отнесена к массе, объему (для объемных источников), площади излучающей поверхности (для поверхностных источников), длине (для линейных источников). Соответственно отличают удельную, объемную, поверхностную и линейную активность. Число ядерных превращений не всегда совпадает с числом корпускулярных частиц и фотонов. Для того чтобы по известной активности определить число излученных частиц и фотонов необходимо использовать схему распада радионуклида.

Радиоактивный распад осуществляется согласно закону, который так и называется «закон радиоактивного распада». Выводится он, исходя из следующих соображений. Число распавшихся атомов прямо пропорционально первоначальному количеству атомов и времени распада:

$dN = -\lambda \cdot N \cdot dt$, после разделения переменных получим решение уравнения

$$\frac{dN}{N} = -\lambda \cdot dt$$

$$\int_{N_0}^N \frac{dN}{N} = -\lambda \cdot dt, \Rightarrow \ln \frac{N}{N_0} = -\lambda \cdot t, \Rightarrow \ln \frac{N}{N_0} = -\lambda \cdot t, N = N_0 e^{-\lambda \cdot t}$$

Последнее выражение и представляет собой закон радиоактивного распада. Характеристикой процесса распада является физическая величина, называемая периодом полураспада – время, за которое распадается половина имеющихся в источнике ИИ атомов.

$$T_{\frac{1}{2}} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}$$

Период полураспада является величиной, характеризующей скорость распада радионуклида. Для каждого нуклида она является постоянной величиной.

Лекция 3

Основы дозиметрии. Понятие дозиметрической величины. Основные дозиметрические величины и единицы их измерения: активность радионуклида (беккерель, кюри), объемная, поверхностная и удельная активности образца; поток ионизирующих частиц, флюэнс, экспозиционная доза и мощность экспозиционной дозы фотонного излучения и единицы их измерения; поглощенная доза ИИ, мощность поглощенной дозы фотонного излучения и единицы их измерения; Керма, мощность Кермы и их единицы измерения; эквивалентная поглощенная доза ИИ, мощность поглощенной эквивалентной дозы ИИ и единицы их измерения, эффективная эквивалентная поглощенная доза ИИ, коллективная эффективная эквивалентная поглощенная доза ИИ.

Дозиметрия (греческое dosis – доза, порция, metreo – мерить, измерять) – раздел радиационной физики и измерительной техники, которые занимаются измерением и изучением поле ИИ (фотонных и корпускулярных), изучением их взаимодействия с веществом, и созданием в результате этого дозовых полей.

Важнейшим свойством дозиметрических величин является установленная связь между физической величиной и ожидаемым радиационным эффектом. Без этой связи дозиметрическая величина теряет свой смысл. К дозиметрическим величинам можно отнести:

❖ *Величины, характеризующие источники ИИ.* Активность радионуклида в некотором источнике (образце) A – отношение числа dN спонтанных переходов с определенного ядерно-энергетического состояния радионуклона в источнике, которые происходят за интервал времени dt к этому интервалу

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

Под спонтанным переходом обычно понимают распад атомного ядра. Единицей измерения активности в системе СИ является 1 беккерель (1 Бк). *1 Бк равен*

активности нуклида в радиоактивном источнике, в котором за 1 с происходит 1 распад.

На практике обычно применяют:

Удельную активность – активность единицы массы нуклида, или источника ИИ

$$A_m = \frac{A}{m}, [A_m] = 1 \frac{\text{Бк}}{\text{кг}}$$

Объемную активность источника – активность единицы объема источника

$$A_v = \frac{A}{V}, [A_v] = 1 \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}$$

Поверхностную активность источника – активность, создаваемую единицей площади поверхности источника

$$A_s = \frac{A}{S}, [A_s] = 1 \frac{\text{Бк}}{\text{м}^2}, \text{Применяемая внесистемная единица } [A_s] = 1 \frac{\text{Ки}}{\text{км}^2}.$$

❖ *Величины, характеризующие взаимодействие ИИ с веществом.*

Экспозиционная доза характеризует фотонное излучение и определяется, как отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, созданных в воздухе, при условии, что все протоны и позитроны, освобожденные фотонами в элементарном объеме чистого сухого воздуха при нормальных условиях массой dm , полностью остановились, к массе воздуха в указанном объеме.

$$X = \frac{dQ}{dm}, \text{ в СИ } [X] = 1 \frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$$

$$1 \frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$$

– экспозиционная доза фотонного излучения, при которой в 1 кг чистого сухого воздуха при нормальных условиях создаются ионы, суммарный заряд одного знака которых равен 1 Кл. Широко применяемая внесистемная единица 1 Рентген (1Р). 1Р – экспозиционная доза фотонного излучения, при которой в одном кубическом сантиметре чистого сухого воздуха при нормальных условиях создаются ионы, суммарный заряд одного знака которых равен единице заряда СГС.

$$1\text{Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \frac{\text{Кл}}{\text{кг}}, \Rightarrow 1 \frac{\text{Кл}}{\text{кг}} = 3,83 \cdot 10^3 \text{Р}$$

Мощность экспозиционной дозы (МЭД) \dot{X} – отношение приращения dX экспозиционной дозы за интервал времени dt к величине этого интервала

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}, \Rightarrow [\dot{X}] = 1 \frac{\text{Кл}}{\text{кг} \cdot \text{с}} = 1 \frac{\text{А}}{\text{кг}}, [\dot{X}] = 1 \frac{\text{Р}}{\text{с}}; 1 \frac{\text{Р}}{\text{с}} = 2,58 \cdot 10^{-4} \frac{\text{А}}{\text{кг}}$$

❖ *Поглощенная доза ИИ D* – отношение средней энергии dW , переданной ИИ веществу в элементарном объеме, к массе вещества dm в этом объеме

$$D = \frac{dW}{dm}, [D] = 1 \frac{\text{Дж}}{\text{кг}} = 1 \text{Гр} \text{ (Грей)}$$

1 *Грей* равен поглощенной дозе ИИ, при которой веществу массой 1 кг передается энергия ИИ 1 Дж.

Внесистемная единица 1 *рад* (англ. rad – radiation absorbed dose) – равен поглощенной дозе ИИ, при которой веществу массой 1 г передана энергия 100 эрг.

$$1 \text{ рад} = 10^{-2} \text{ Дж}; 1 \text{ Дж} = 100 \text{ рад}.$$

Мощность поглощенной дозы \dot{D} – отношение приращения поглощенной дозы dD за интервал времени dt к величине этого интервала

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}, \Rightarrow [\dot{D}] = 1 \text{ Гр/с}, [\dot{D}] = 1 \text{ рад/с}; 1 \text{ Гр/с} = 100 \text{ рад/с}.$$

Лекция 4

Радиационный фон окружающей среды. Биологические эффекты ионизирующего излучения. Космическое излучение. Первичное космическое излучение. Космическое излучение галактического происхождения Периодические изменения солнечной активности Вторичное космическое излучение. Радиация земной коры Роль излучений в зарождении и поддержании жизни на Земле. Периоды полураспада основных радионуклидов земной коры естественный радиационный фон земной коры. Радиоактивный торий (^{227}Th , ^{228}Th , ^{232}Th), уран ^{235}U , ^{238}U , ^{40}K и ^{226}Ra . Источники поступления радона в атмосферу Земли.

Источники радиации:

- природные, существующие с момента образования планеты. К ним относятся космическое излучение и естественно-радиоактивные нуклиды (ЕРН), содержащиеся в земной коре и объектах окружающей среды;

- техногенные, это источники, образующиеся за счет локального изменения распределения естественных источников радиации, что приводит к изменению уровня радиационного воздействия в отдельных регионах или при определенных условиях жизнедеятельности;

- антропогенные, источники радиации, созданные человеком. Это рентгеновские аппараты, ускорители, ядерные реакторы, термоядерные установки, искусственно-радиоактивные радионуклиды.

Космическое излучение является ионизирующим излучением естественного происхождения. Оно приходит к Земле из далекого космического пространства и поступает от ближайшей к нам звезды — Солнца.

Все, что находится на поверхности Земли, подвергается воздействию космического излучения. Из Космоса к Земле поступают разнообразные виды корпускулярного и электромагнитного излучения.

Основная часть поступающих электромагнитных излучений не относится к ионизирующим излучениям.

Различают космическое излучение *галактического* и *солнечного* происхождения.

При этом выделяют **первичное** космическое излучение, поступающее в околоземное пространство, и **вторичное излучение**, возникающее при взаимодействии космического излучения с атмосферой Земли.

Первичное космическое излучение

Первичное космическое излучение состоит из излучения галактического и солнечного происхождения.

Космическое излучение галактического происхождения — это, в основном, поток ядер водорода (протонов) колоссальных энергий, несущихся в космическом пространстве с огромными скоростями.

В состав галактического излучения также входят ядра гелия (альфа-частицы), ядра атомов более тяжелых элементов (преимущественно с зарядом ядра Z от 3 до 28) и, в незначительном количестве, другие частицы.

Из космического пространства к Земле поступает и излучение ближайшей к нам звезды — Солнца (*солнечная радиация*).

Солнечная радиация является главным источником энергии для большинства биогенных и геохимических процессов, протекающих у поверхности Земли.

Солнечное излучение состоит из *электромагнитного излучения* (электромагнитная компонента) и потока частиц (корпускулярная компонента).

Вторичное космическое излучение представляет собой излучение, образующееся в результате взаимодействия частиц первичного космического излучения с ядрами атомов, входящих в состав атмосферы Земли.

В составе вторичного космического излучения встречаются практически все известные элементарные частицы.

Только небольшая часть *вторичного* космического излучения достигает поверхности Земли. Основная его часть поглощается атмосферой.

Радиация земной коры

При образовании Солнечной системы в ее состав вошли и радионуклиды, присутствовавшие в материале, из которого формировалась планетная система.

Со временем часть этих первичных радионуклидов распалась, и сейчас на Земле можно встретить лишь те из них, которые не успели подвергнуться радиоактивному распаду за время существования планеты.

Из радиоактивных нуклидов наиболее часто в земной коре встречаются члены естественных радиоактивных семейств ^{238}U и ^{232}Th , а также ^{40}K , ^{87}Rb .

В среднем, содержание каждого из этих радионуклидов превышает 2 г/т.

Радионуклиды ^{238}U , ^{232}Th и менее распространенный ^{235}U являются родоначальниками *природных радиоактивных семейств*.

Все промежуточные члены этих семейств, образующиеся в результате цепочки последовательных *альфа*- и *бета*-распадов неустойчивых атомных ядер, радиоактивны.

Конечные продукты цепи ядерных превращений стабильны. Это изотопы свинца. Практически весь встречающийся на Земле свинец образовался в результате распада урана и тория.

Во всех естественных радиоактивных семействах, присутствующих в настоящее время на Земле, промежуточными продуктами распада являются радиоактивные изотопы ***радона***.

На открытой местности из-за быстрого рассеяния в атмосферном воздухе *радон* не представляет опасности для человека.

Однако, проникая внутрь зданий через микротрещины в фундаменте и стенах, он может накапливаться в закрытых непрветриваемых помещениях.

Больше всего *радона* накапливается в подвальных помещениях, из которых этот радиоактивный газ распространяется по всему зданию.

Периоды полураспада изотопов ^{220}Rn и ^{219}Rn соответственно составляют 55,6 и 3,96 секунды.

При распаде изотопов *радона* образуются радиоактивные изотопы *полония (Po)*, *висмута (Bi)*, *свинца (Pb)*, которые, попадая в органы дыхания, приводят к внутреннему облучению организма человека.

Основной вклад в дозу облучения людей от радона (до 90 %) вносит наиболее долгоживущий из изотопов радона — ^{222}Rn . Значительно меньший вклад вносит ^{220}Rn и совсем незначительный — ^{219}Rn .

Лекция 5

Биологические эффекты ионизирующего излучения. Роль излучений в зарождении и поддержании жизни на Земле. Действие ионизирующего излучения на биологические молекулы и клетки. Действие ионизирующего излучения на ткани, органы и системы органов. Действие ионизирующего излучения на организм человека. Последствия облучения организма человека.

Около четырех миллиардов лет тому назад на Земле появилась качественно новая форма организации материи под названием «жизнь», которая обладает рядом удивительных свойств.

До сих пор феномен происхождения жизни до конца не разгадан. Тем не менее, существует множество гипотез возникновения жизни на нашей планете.

Постепенно, по мере накопления знаний об окружающем мире и развития научного мировоззрения, менялись взгляды на происхождение жизни, выдвигались новые научные гипотезы.

Среди них наиболее известны:

- гипотеза *самозарождения* (жизнь возникла из неживого вещества самопроизвольно);
- гипотеза *стационарного состояния* (жизнь существовала всегда);
- гипотеза *панспермии* (жизнь занесена на Землю с других планет);
- *биохимическая* гипотеза (жизнь возникла в условиях Земли в результате биохимической эволюции, т. е. в результате развития процессов, подчиняющихся физическим, химическим и другим законам природы).

Среди гипотез происхождения жизни особое внимание привлекает *биохимическая гипотеза*, выдвинутая академиком А.И. Опариным в 1924 году.

А.И. Опарину принадлежит и идея о возникновении биологически важных соединений (белков, нуклеиновых кислот, полисахаридов, жиров) абиогенным путем, то есть в результате химических процессов, некогда протекавших в неживой природе.

Поступление необходимого количества энергии обеспечивает в основном *солнечное излучение*, хотя определенную роль играет и излучение, сопровождающее распад радионуклидов земных пород, и излучение, поступающее из космоса.

Эти излучения, в особенности солнечное, играли важную роль на всех стадиях биологической эволюции.

Отметим лишь те этапы эволюции жизни на Земле, где их роль проявилась в наибольшей степени:

1. Важным этапом эволюции явилось *появление организмов, способных к фотосинтезу*.

2. Следующий важный этап связан с *усовершенствованием в ходе эволюции фотосинтетического аппарата у растительных организмов*.

3. С появлением растительных организмов, активно использующих энергию солнечного излучения для синтеза органических веществ, *началось обогащение атмосферы кислородом*.

4. *Увеличение содержания свободного кислорода в атмосфере до 1 % современного уровня* (так называемая точка Пастера) привело к настоящему биологическому взрыву — массовому распространению разнообразных видов живых организмов.

5. Накопление *свободного кислорода (O_2)* в атмосфере до 10 % современного уровня и образование *озона (O_3)* в верхней части атмосферы способствовали формированию озонового слоя.

Этот слой надежно защитил земную поверхность от ультрафиолетового излучения высоких энергий.

Влияние радионуклидов на животный мир. В организм животных радионуклиды попадают в основном с пищей. Однако накапливаются они не одинаково не только разными животными, и отдельными органами. Для примера J-131 больше всего накапливается щитовидной железой млекопитающих, а Sr-90 – скелетом. Попадая в организм животных, разные нуклиды ведут себя по-разному. Одни задерживаются в организме на несколько часов, а другие – на несколько лет.

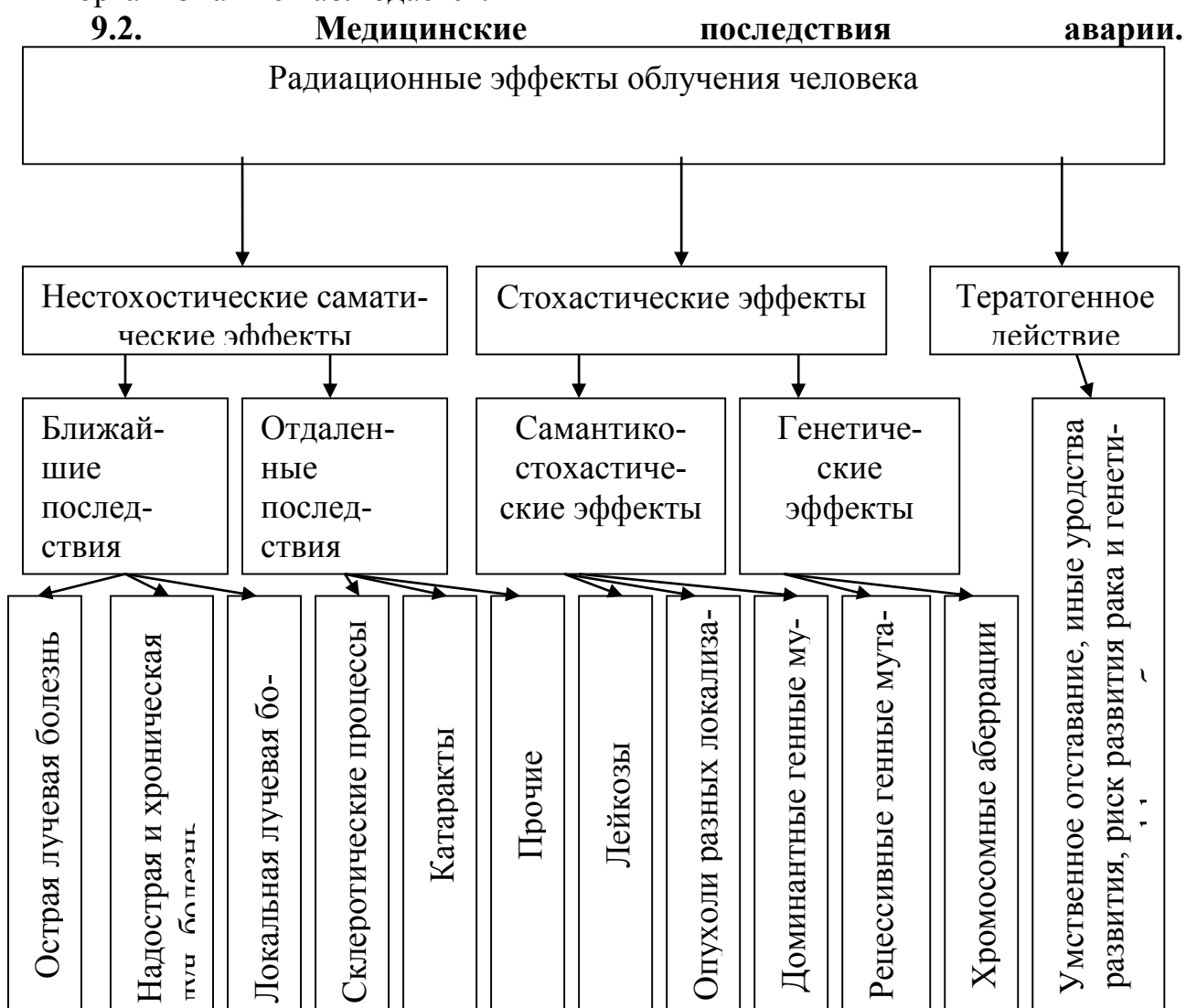
Главный путь выведения их из организма через органы выделения вместе с переработанной пищей и жидкостями. Один из таких путей – молочная железа. С молоком коров выводится ~1% J, Sr, Cs, что поступили с суточным рационом. Это очень большая величина, что приводит к невозможности употребления такого молока в пищу. У мелких животных (овцы, козы) физиологические процессы идут быстрее и при одинаковой загрязненности лугов выпаса, молоко оказывается еще более активным, чем у коров.

Неодинаковым оказывается и действие радионуклидов на самих животных. Изучением этого действия и процессами накопления радионуклидов дикими животными занимаются в Беларуси сотрудники Полесского государственного радиационного заповедника (ПГРЗ). Среди диких животных накопление нуклидов травоядными обратно пропорционально их росту. Связано это с тем, что в пятисантиметровом верхнем слое почвы содержится до 95% процентов выпавшего Cs-137 и до 70% – Sr-90.

Чем выше растение, которым питается животное, тем меньше содержит радионуклидов. Поэтому содержание и цезия, и стронция у лося заметно меньше, чем у косули и в разы, чем у диких свиней. В рацион последних входят и корешки, и мелкие животные, находящиеся в пятисантиметровом слое. Из-за поглощения радионуклидов и здоровье диких животных, проживающих на территориях, заряженных в результате аварии на ЧАЭС, оставляет желать лучшего. Соответственно, и мясо диких животных нельзя в большинстве случаев употреблять в пищу. И даже мясо животных, убитых не на загрязненных территориях должно проходить радиационный контроль. Еще больше радионуклидов накапливают хищники. Причем, два органа накапливают их значительно больше остальных:

- в костях накапливается Sr-90
- в наиболее активных мышцах (мышцы ног) – Cs-137.[

В целом в результате потребления достаточно большого количества радионуклидов дикие животные болеют, однако, серьезных генетических изменений в их организмах не наблюдается.



В таблице представлены в целом формы ответной реакции человека на действие ионизирующего излучения в широком диапазоне полученных доз воздействия.

После одноразового общего облучения в дозе ≥ 1 Зв в организме развиваются приметы острой лучевой болезни разной степени тяжести. При хроническом на протяжении ряда лет облучении 0,5 Зв/год и больше наблюдаются специфические проявления: изменение состава крови, снижение иммунитета и т.д. При дозе $\geq 0,1$ Зв/год через несколько лет у отдельных людей могут появиться признаки снижения сопротивляемости организма к инфекциям, снижения деятельности сердечно-сосудистой системы и т.д. Такие проявления облучения относятся к нестохастическим эффектам т.е. эффектам, напрямую зависящих от полученной дозы {(Stochasis, греческое догадка); стохастический – случайный, или вероятностный процесс}. Так называемые стохастические изменения неявно зависят от дозы облучения. С увеличением дозы возрастает только частота возникающих нарушений.

Пороговая и беспороговая концепция радиационных эффектов. Беспороговая концепция основывается на гипотезе, которая признает вероятность (риск) заболевания раком человека, облученного любой сколь угодно малой дозой, а также вероятность появления врожденных пороков в потомстве облученных родителей. Концепция принята Всемирным радиобиологическим обществом по рекомендации Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) и научного комитета ООН по действию атомной радиации. Она изменяет философию подхода к оценке вреда для человека и общества в целом от действия ионизирующего излучения.

До принятия этой концепции считалось, что для любого фактора, в том числе и радиационного, существует определенный минимальный порог, превышение которого приводит к проявлению отрицательного действия на организм человека. Принятие концепции об отсутствии порога для таких отдаленных последствий, как злокачественные новообразования и генетические повреждения, было обусловлено отсутствием статистически достоверных данных о проявлении эффектов при малых дозах облучения.

Накопленный на сегодня экспериментальный и клинический материал и 30-летнее наблюдение за людьми, перенесшими бомбардировку Хиросимы и Нагасаки, показали достоверное наличие отдаленных последствий облучения только при сравнительно больших, примерно в сотни раз, превышающих природный фон (01 Зв (10Бэр)). Статистически значимая (на уровне 95%) вероятность возникновения злокачественных образований проявилась у пострадавших от атомной бомбардировки только при дозах, превышающих 0,2 Зв/год, и практически достоверно не может быть установлена при дозах меньше 0,1 Зв/год.

Однако приведенные факты не означают, что при облучении в малых дозах отдаленные последствия отсутствуют. Возникновение рака, вызванного ионизирующим излучением, может быть зарегистрировано только на существующем высоком фоне спонтанного рака, вероятность которого составляет $2 \cdot 10^{-3}$ в год (из

миллиона жителей Земли в среднем ежегодно умирает 2 тыс. человек от злокачественных новообразований разных органов и тканей).

Другие отдаленные эффекты – бесплодие, катаракта – имеют ярко выраженный пороговый эффект: вероятность их возникновения резко возрастает при превышении пороговой дозы и очень маловероятна, или практически не проявляется при меньших. Беспороговая концепция приводит к выводу, что вероятность возникновения злокачественных образований и генетических поражений не равна нулю при любом радиационном воздействии. Для оценки вероятности возникновения отдаленных последствий от малых доз, которые экспериментально не проявляются, принято допущение о линейной зависимости между дозой и вероятностью возникновения отдаленных последствий. Это означает, что полученные экспериментальные значения вероятности возникновения отдаленных последствий при сравнительно больших дозах уменьшаются в столько раз, во сколько уменьшился уровень радиационного воздействия.

Имеющиеся радиобиологические данные дают основания считать, что с уменьшением полученной дозы ИИ вероятность возникновения отдаленных последствий снижается. И используемое допущение о линейной зависимости доза – отдаленные последствия является заведомой переоценкой радиационного воздействия. Однако, именно вероятность возникновения злокачественных новообразований со смертельным исходом рассчитанная на основе линейной зависимости рекомендованы МКРЗ для оценки радиационных рисков.

Действие малых доз ИИ. Эффект Петко. Существует три оценки малых доз:

1. Все дозы меньше чем 1Гр/год
2. Дозы, которые в 100 раз превышают природный фон (1мЗв/год)
3. Дозы в 100 раз меньше ЛД_{50/30} (летальной дозы, при которой на протяжении 30 суток умирает 50% облученных).

Болезни, которые вызваны малыми дозами, могут проявиться через годы. Такое облучение не вызывает специфичных радиационных заболеваний, а скорее стимулирует развитие обычных болезней. Т.о. может быть спровоцировано развитие лейкемии, раковых опухолей всех видов, пониженной плодовитости, физические и умственные пороки развития, ослабление сопротивляемости инфекциям и т.д.

В 1972 канадский ученый А.Петко из ядерного центра «Вайтшелл» из комиссии по атомной энергии (г. Манитоба) провел облучение искусственных клеточных мембран в водной суспензии (использовал фосфолипидные мембраны, сходные с мембранами живых клеток). Он установил, что при достаточно долгом облучении для повреждения мембран поглощенная доза оказывалась намного меньшей, чем при кратковременном.

Непосредственно Петко установил, что при мощности поглощенной дозы рентгеновского излучения 0,26 Гр/мин клеточная мембрана разрушается при поглощенной дозе 35 Гр. А при долгом облучении при мощности дозы $1 \cdot 10^{-5}$ Гр/мин для разрушения мембраны хватило поглощенной дозы $7 \cdot 10^{-3}$ Гр.. Это открытие противоречит известному генетическому эффекту действия ИИ на ядро клетки.

Длительное время считалось, что молекула ДНК, несущая генетическую информацию, разрушается под действием ИИ непосредственно в ядре клетки.

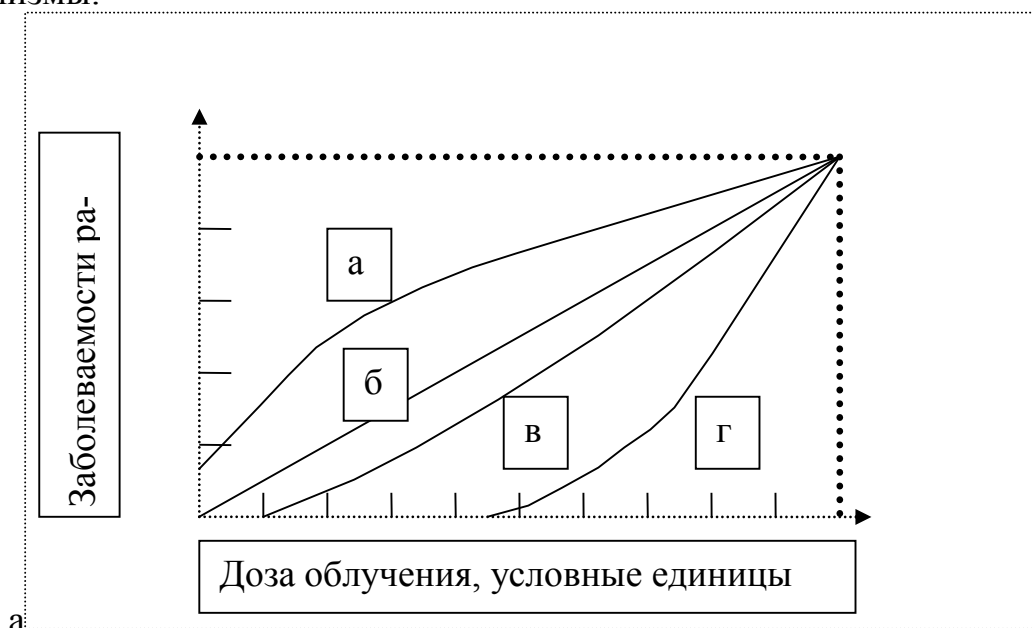
Из эффекта Петко следует, что при долговременном облучении действует иной механизм, который совершает не прямое разрушение клеток. ИИ вызывает в клеточной жидкости, удерживающей кислород, создание высокотоксичных радикалов, которые реагируют с клеточными мембранами. В результате молекулы мембраны сверх меры окисляются, что ослабляет ее, или разрушает.

В отличие от ядра клеточная мембрана меньше повреждается на единицу поглощенной дозы при больших дозах ИИ, чем при хроническом действии малых доз. Напрямую переносить эти результаты на живые клетки, по-видимому, нельзя, однако для клеток ослабленных организмов, детских и т.д. скорее всего эффект действует.

Возможно этот эффект объясняет повышенную заболеваемость раком жителей прилегающих местностей после ядерных испытаний под селом Тоцкое. В США после открытия эффекта многие отклонения статистики заболеваемости раком от нормы объясняли именно его действием.

На рис. 9.1 представлены кривые зависимости оценки риска заболеваемости раком при действии малых доз радиации. Пусть наибольшая доза в 100 условных единиц приводит к 10-процентному росту онкологических заболеваний. Для определения эффекта при малых дозах, который не может быть установленным опытным путем, необходимо провести линию из пункта пересечения линии дозы в 100 условных единиц и линии эффекта в 10% до нулевого значения роста заболеваний. Возможны четыре способа проведения этой линии:

- а) выпуклая вверх, связанная с эффектом Петко;
- б) прямая линия, выражает линейную зависимость риска заболевания от дозы; Отражает беспороговую концепцию действия ИИ на живые организмы;
- в) вогнутая кривая, выражает квадратичную зависимость, имеет крайне незначительный эффект для малых доз;
- г) кривая, которая отражает пороговую концепцию действия ИИ на живые организмы.



Лекция 6

Использование ионизирующего излучения. Медицина: лучевая диагностика, радиоизотопная диагностика (in vivo) и (in vitro). Промышленность. Обнаружение дефектов в промышленных изделиях. Контроль толщины различных материалов. Определение уровня жидкости в резервуарах. Синтез новых веществ: фенола из бензола; бромэтилена из этилена и бромистого водорода. Изменение структуры и свойств материалов: получение композиционных материалов (древяно-, бетоно-, стекло-, цементополимеров). Радиационная дефектоскопия. Научные исследования.

Радионуклиды, используемые для изучения поведения атомов химических элементов в различных процессах, называют *радиоактивными индикаторами*, а метод, основанный на их применении, *методом «меченых» атомов*.

Ежегодно большая часть населения проходит рентгенологическое обследование.

Рентгеновские лучи обладают высокой проникающей способностью и дают возможность врачам «заглянуть» внутрь организма.

При прохождении через тело рентгеновские лучи в большей степени поглощаются плотным веществом костной ткани и значительно слабее — мягкими тканями.

Величайшим достижением явилась разработка такого метода диагностики заболеваний, как компьютерная томография.

В 1979 году А. Кормаку и Г. Хаунсфильду, создателям метода компьютерной томографии, была присуждена Нобелевская премия.

Томография — метод неразрушающего послойного исследования внутренней структуры объекта посредством просвечивания его в различных направлениях (так называемое «сканирующее просвечивание»).

Компьютерный томограф представляет собой устройство, внутри которого по периметру кольцеобразного держателя расположены источник излучения и детекторы излучения.

Пациент размещается на горизонтальной плоскости, которая при томографическом анализе медленно вдвигается внутрь вращающегося кольца.

Узкий пучок лучей многократно проходит через тело человека, пересекая его в различных направлениях, и на выходе регистрируется детекторами.

В настоящее время существует несколько разновидностей метода томографии:

- рентгеновская,
- ядерно-магнитнорезонансная (ЯМР),
- протонная,
- ультразвуковая,
- гамма-томография.

При использовании метода компьютерной томографии получают в 10 раз более высокие дозы облучения, чем при обычной рентгенографии, поэтому ее используют лишь в тех случаях, когда обычная рентгенография неэффективна.

Радиоизотопная диагностика основана на регистрации излучения от введенных в организм человека радиоактивных препаратов (*in vivo*) или радиометрии взятых у пациента биологических проб при добавлении к ним радиоактивных веществ (*in vitro*).

Эффективная доза облучения пациента при некоторых *диагностических* процедурах может достигать *10 мЗв*.

Благодаря высокой чувствительности современных детекторов ионизирующего излучения, обследования проводятся при введении в организм человека небольших количеств радиоактивных веществ (около 1 мкг), что обуславливает получение относительно низких доз облучения органами или тканями.

Широкое распространение получила лучевая терапия в онкологии. Терапевтическое действие радиации основано на способности ионизирующего излучения угнетать процессы деления клеток и, в конце концов, приводить к их гибели, что используется для уничтожения раковых клеток в организме пациента.

Облучение злокачественных новообразований с помощью *гамма*- и рентгеновских лучей, ускоренных электронов, протонов, *альфа*-частиц позволило добиться хороших результатов при лечении людей с онкологическими заболеваниями.

Часто облучение опухолей осуществляют с помощью кобальтовой «пушки», которая является источником *гамма*-квантов высокой энергии.

Гамма-кванты непосредственно излучает радиоактивный кобальт (^{60}Co), помещенный в свинцовый сферический контейнер, который служит радиационной защитой прибора.

В радиационной терапии радионуклиды иногда вводят и внутрь организма.

Так, при хирургическом удалении опухолей в организме может оставаться пораженная ткань. Чтобы избежать появления метастазов (разрастания раковых клеток), в организм вводят радионуклиды, которые концентрируются в больном органе, вызывая гибель раковых клеток.

Ионизирующее излучение применяют также при лечении людей с другими заболеваниями.

Так, для лечения больных суставов и нервной системы используют радоновые ванны. Людей с кожными и глазными заболеваниями лечат с помощью аппликаторов, содержащих радиоактивный стронций (^{85}Sr).

Источники ионизирующего излучения применяют в горнодобывающей промышленности, строительстве, машиностроении, химическом производстве, металлургии, целлюлозно-бумажной, стекольной промышленности и других отраслях производства.

При заполнении емкостей токсичными веществами на химических предприятиях для контроля уровня жидкости в замкнутых резервуарах используют источники ионизирующего излучения.

Для осуществления контроля источник излучения и детектор устанавливают на внешней стороне емкости друг против друга.

Как только жидкость поднимается выше определенного уровня, интенсивность излучения из-за поглощения жидкостью резко падает и заполнение резервуара автоматически прекращается.

С помощью источников ионизирующего излучения можно изменять свойства материалов (полимеров, лаковых покрытий, резины) и синтезировать новые вещества.

Можно привести множество примеров радиационной обработки материалов с целью изменения их свойств:

- Облучение повышает термостойкость полиэтилена. Температура его размягчения поднимается от ~ 373 до 623 К, что позволяет использовать трубы из облученного полиэтилена в системе горячего водоснабжения.

- Радиационная обработка при вулканизации полибутадиена и других эластомеров используется в производстве шин и резинотехнических изделий с целью увеличения их прочности и износостойкости.

Источники ионизирующего излучения применяют для улучшения качества композиционных материалов. Метод заключается в способности ионизирующего излучения вызывать полимеризацию мономеров, пропитывающих пористые материалы. Таким способом получают древо-, бетоно-, стекло- и цементополимеры, обладающие повышенной прочностью, упругостью, водо- и морозоустойчивостью.

- Радиационную полимеризацию применяют для увеличения адгезии при нанесении лакокрасочных покрытий на бумагу, дерево, металл, стекло, шифер и полимерные пленки.

Примером использования ионизирующего излучения в прикладных исследованиях является *рентгеноструктурный анализ*, в ходе которого с помощью рентгеновского излучения определяют особенности структуры кристаллических веществ.

Широкое применение в геологии, геохимии, космохимии имеет *активационный анализ*.

О присутствии атомов различных элементов в веществе (без нарушения целостности образца) судят по так называемой *наведенной активности* образца, которая возникает при его облучении.

Например, при воздействии нейтронного излучения стабильные ядра атомов золота становятся радиоактивными и испускают *гамма*-кванты определенной энергии, которые можно регистрировать с помощью радиометра или спектрометра и тем самым судить о содержании золота в породе.

По содержанию долгоживущих радионуклидов естественного происхождения и продуктов их распада определяют возраст природных образований.

В этом случае радионуклиды используют в качестве «геологических часов».

Для определения возраста природных образований используются *свинцово-урановый, калиевоаргоновый, радиоуглеродный* и другие методы.

Радионуклиды широко используют в научных исследованиях в качестве радиоактивных индикаторов (метод «меченых» атомов).

В сельском хозяйстве ионизирующее излучение от источников искусственного происхождения используют для:

- повышения урожайности сельскохозяйственных культур,
- выведения новых сортов растений — радиоселекции,
- радиационной стерилизации продуктов питания;
- обеззараживания стоков животноводческих комплексов.

Гамма-излучение применяют для выведения новых сортов пшеницы, фасоли, овса, картофеля, гречихи, фруктовых деревьев, чая, декоративных цветов и других видов растений.

Новые сорта растений, полученные путем *искусственно вызванных мутаций* в растительном организме под действием облучения, относят к генетически модифицированным.

Лекция 7

Типы ядерных реакторов: энергетические, экспериментальные, исследовательские. Атомные электростанции. Достоинства и недостатки атомных электростанций. Ядерный топливный цикл. Замкнутый и разомкнутый циклы. Добыча урановой руды. Изготовление уранового концентрата. Конверсия. Выпуск топлива для ядерных реакторов. «Сжигание» топлива в реакторах. Проблемы переработки отработанного топлива. Хранение и захоронение радиоактивных отходов.

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) – совокупность технологических операций, включающих:

- ❖ Добычу урановой руды.
- ❖ Изготовление уранового концентрата (в форме октооксида урана – U_3O_8 , или диураната натрия $Na_2U_2O_7$).
- ❖ Конверсию (производство гексофторида урана UF_6 и его обогащение $U-235$).
- ❖ Изготовление топлива для ядерных реакторов.
- ❖ «Сжигание» ядерного топлива в реакторах с целью производства тепловой и электрической энергии.
- ❖ Переработка отработанного ядерного топлива (ОЯТ) и захоронение радиоактивных отходов.

Различают 2 вида ЯТЦ – открытый (разомкнутый) и закрытый (замкнутый). В последнем случае на радиохимических предприятиях осуществляется переработка (репрецессинг) ОЯТ с целью возвращения в цикл «несгоревшего» $U-235$, практически всей массы $U-238$ и изотопов энергетического Pu , образовавшихся в процессе работы станции. В открытом цикле ОЯТ. В СССР, а затем России замкнутый цикл осуществлен для реакторов ВВЭР-440, исследовательских реакторов и судовых реакторов гражданского и военно-морских флотов. Переработка ОЯТ реакторов типа РБМК (реактор большой мощности канальный) не производилась, т.к. экономически это не целесообразно. Из почти сорока стран, владеющих ядерной энергетикой, переработкой ОЯТ занимаются только Великобритания, Индия, Россия, Франция, Япония). Остальные страны либо

консервируют их и сохраняют в ожидании создания дешевых технологий переработки, либо передают на переработку указанным выше странам.

Перед тем как перейти к более подробному описанию технологических операций ЯТЦ оценим мировые запасы ядерного топлива. Урановая руда содержит от 0,05 до 0,1% природного урана, в котором U-235 составляет лишь 0,7%. К концу XX века в мире действовало 55 урановых рудников. Из них 9 на территории бывшего СССР: 2 в Российской Федерации, 2 в Украине, 2 в Узбекистане, 2 в Казахстане и 1 разрабатывался совместно Казахстаном и Киргизией. Всего мировые запасы урана составляют 4,4 млн. тонн в традиционных месторождениях и 22,6 млн. тонн в фосфатных.

Добыча урановой руды. Изготовление уранового концентрата. Основными стадиями этих технологических операций являются:

- Собственно, добыча урансодержащей руды.
- Механическое обогащение руды путем удаления пустой породы.
- Измельчение полученной рудной массы.
- Выщелачивание урана из полученной массы производится с помощью серной кислоты, или карбоната натрия (сода), т.н. гидрометаллургия. Выбор технологии зависит от типа руды. Получают либо U_3O_8 , либо $Na_2U_2O_7$.
- Сушка уранового концентрата и его герметичная упаковка.

Все эти операции производятся в непосредственной близости от разрабатываемого месторождения. После этого концентрат для дальнейших операций переработки в ядерное топливо можно перевозить к месту этой переработки. 85% урановых концентратов производится в 9 странах: Австралия, Габон, Канада, Намибия, Нигер, Россия, США, Франция, ЮАР.

Конверсия. Концентрация U-235 в природном уране 0,7%. Для разных типов реакторов его концентрация должна быть не ниже 2÷4%. Гораздо выше его содержание должно быть в уране, используем для военных целей. Для этого сначала уран доочищают, проводят т.н. аффинаж, а затем перерабатывают его в гексофторид урана (UF_6). Особое внимание при очистке уделяется бору, кадмию, гафнию. Гексофторид урана является основным сырьем для дальнейшего обогащения. Его производства сконцентрировано в развитых странах: Великобритании, Канаде, России, США, Франции. Причем, крупнейшим поставщиком на мировой рынок является Россия, которая имеет 4 центра по производству гексохлорида урана: Ангарск, Верхний Нейвинск, Красноярск-45 (Железногорск), Томск-7.

Процесс производства ядерного топлива – получение диоксидного порошка урана, производство топливных таблеток, производство оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭов) и самих ТВЭлов, производство тепловыделяющих сборок.

«Сжигание» ядерного топлива в реакторах с целью производства тепловой и электрической энергии. Приспособление, в котором осуществляется контролируемая цепная реакция деления ядер некоторых тяжелых элементов под действием нейтронов называют ядерным реактором. Первый ядерный реактор запущен под руководством Э. Ферми в США 2 декабря в 1942г. В СССР реактор

был запущен через 4 года в 1946г. 26 декабря. Нарис.5.1 представлены принципиальные схемы реакторов четырех типов, производимых в свое время в СССР.

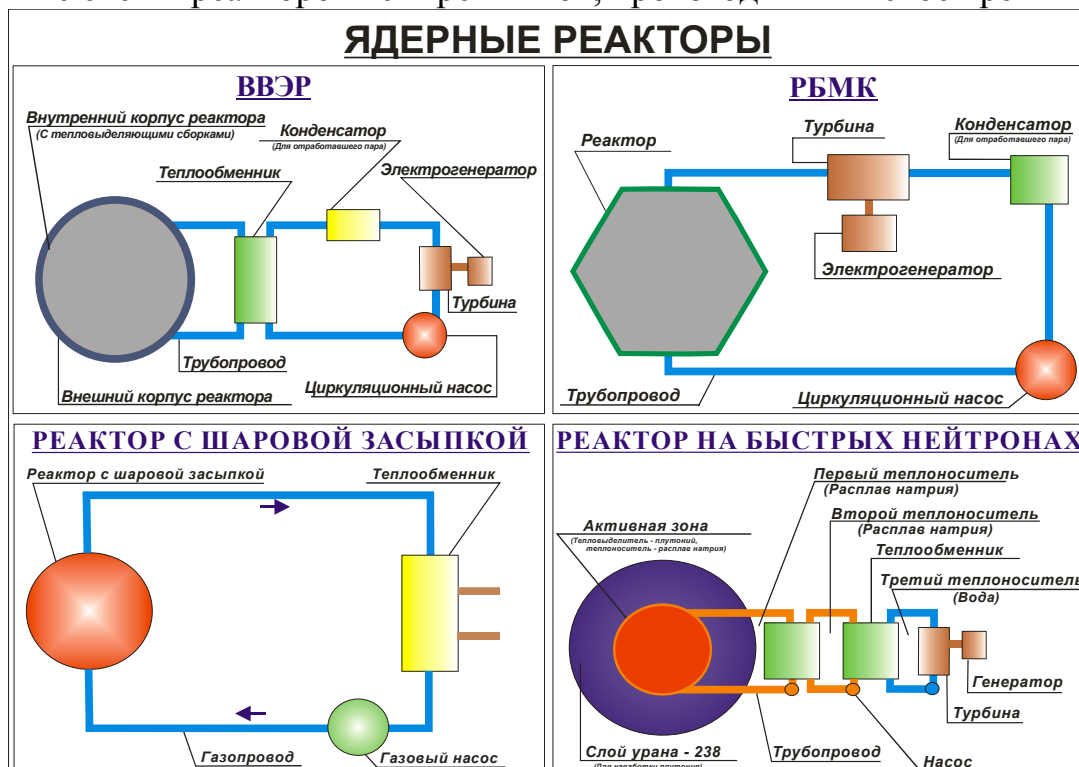


Рис. 5.1

Устройство реактора. Основная часть реактора активная зона, где находится ядерное топливо и протекает реакция. При необходимости в активную зону помещают и замедлитель реакции. Топливо помещают в стальных или циркониевых трубках (ТВЭлах). Замедлителем называют вещество, уменьшающее энергию нейтронов до значений $\sim 1\text{эВ}$. Наиболее распространенные замедлители: графит, обычная вода, тяжелая вода. Для охлаждения реактора и отвода тепла используют теплоноситель, циркулирующий через активную зону. Теплоносителем в зависимости от типа реактора могут быть: обычная вода, реже тяжелая вода, расплавленный натрий, углекислый газ, гелий и т.д.

Реакторы бывают на быстрых нейтронах ($E \geq 10\text{кэВ}$), на медленных нейтронах ($E \approx 1\text{эВ}$) и на промежуточных нейтронах ($E = 1 - 1000\text{эВ}$). При правильном подборе размеров реактора, количества ядерного топлива и замедлителя реактор на медленных нейтронах может работать даже на природном уране.

В реакторах на быстрых нейтронах особое внимание уделяется подбору материалов для изготовления элементов конструкции и теплопроводов. О причинах этого речь шла в лекции №2. В таких реакторах топливом служит уран, обогащенный U-235 до 15-25%. По тому, как заполняется активная зона топливом и замедлителем реакторы подразделяются на гомогенные и гетерогенные. Если топливо однородно перемешано с замедлителем, это может быть и раствор, то он называется гомогенным.

Если топливо и замедлитель размещены в реакторе неоднородно, то реактор называют гетерогенным. Условия, при которых в реакторе происходит

самоподдерживающаяся цепная реакция, в каждом реакторе создаются при определенном размере его активной зоны и при определенном количестве топлива и замедлителя.

Минимальное количество топлива и минимальные размеры активной зоны, при которых возможно протекание цепной реакции называются критической массой и критическими размерами реактора. Например, для уран-графитовых реакторов критическая масса природного урана составляет 45 т, а графита – 450 т.

Баланс нейтронов отражает коэффициент размножения нейтронов k , равный отношению скорости образования нейтронов в процессе деления к скорости их потери. Мерой отклонения от критических условий работы реактора служит физическая величина, которую называют реактивностью:

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

При $\rho = 0$ реактор работает в критическом режиме. Рост реактивности ведет к росту выделяемой реактором мощности. Уменьшение ведет к затуханию реакции, например, при выгорании топлива или при накоплении поглощающих осколков деления. В таком случае говорят об «отравлении» реактора продуктами деления.

Для создания запаса реактивности размеры активной зоны всегда несколько больше критических. В начале лишняя реактивность погашается за счет введения в активную зону компенсирующих, поглощающих нейтроны, стержней. По мере выгорания топлива эти стержни постепенно выводятся из активной зоны реактора. Кроме компенсирующих стержней в любом реакторе предусмотрены еще и регулирующие и аварийные стержни. Первые используются при запуске и разгоне реактора, а вторые – при возникновении нештатных ситуаций. По назначению реакторы делятся на:

- Энергетические ядерные реакции
- Реакторы для получения разного рода излучений
- Электроэнергетические реакторы
- Высокотемпературные теплоэнергетические реакторы для производства тепловой энергии
- Судовые реакторы.

Среди советских, а позже российских реакторов наиболее известны два: ВВЭР-1000 (водно-водяной энергетический реактор). Двухконтурный. В первом контуре вода под давлением 160 атм. и температурой 325⁰ С. Диаметр активной зоны 3,12 м, а высота – 35 м. загрузка топлива – 66т. Уран обогащен до 3-4%. Электрическая мощность 1000 МВт. Установлен на Кольской, Ровенской, Балаковской и др. АЭС.

Другой реактор – реактор Чернобыльского типа РБМК-1000. Одноконтурный. Замедлитель графит. Не имеет в отличие от реакторов ВВЭР прочного металлического корпуса. Топливо находится в стальных или циркониевых трубках (ТВЭлах) диаметром 13,6 мм и длиной около 7м. ТВЭлы собраны по 18 штук в ТВС (тепловыделяющие сборки) и помещены в специальные трубы-каналы. Отсюда и название – каналный.

В активной зоне диаметром 12м и высотой 7м помещено 1690 таких каналов. Работает на обогащенном до 2-3% уране, хотя может работать и на природном уране. Установлен на Ленинградской, Курской Смоленской, Игналинской, Чернобыльской АЭС. Такой реактор в свое время планировалось установить на Минской тепловой АЭС. Тепловая мощность реактора – 3200 МВт, а электрическая – 1000 МВт. Загрузка топлива 200 т.

Отработанное ядерное топливо – особый вид радиоактивных материалов, отработанные ТВЭЛы, извлеченные из реактора. ОЯТ относится к высокоактивным отходам, если они не подвергнуты переработке. После извлечения хранятся в специальном бассейне-хранилище, который должен быть при каждой АЭС. Перерабатывается только в перечисленных выше (§ 5.1) пяти странах. В США, Швеции, Канаде, Испании, Финляндии считается радиоактивными отходами. О хранении и переработке радиоактивных отходов речь будет идти в следующих лекциях.

Лекция 8

Испытания ядерного оружия. Основные виды ядерного оружия. Атомная бомба. Водородная бомба. Нейтронная бомба. Термоядерное оружие. Ядерные взрывы: воздушные, наземные, подземные, подводные. Испытательные ядерные полигоны: Семипалатинский полигон, Северный полигон, Невадский полигон. Последствия ядерных взрывов: световое (тепловое) излучение, ударная волна, проникающая радиация, электромагнитный импульс, загрязнение местности радионуклидами. Формирование зон загрязнения радионуклидами в результате наземных и воздушных ядерных взрывов.

В 1939 году экспериментальным путем была доказана возможность цепного процесса ядерного деления урана, в результате которого выделяется огромное количество энергии.

Было установлено, что при определенных условиях развитие цепной реакции деления неизбежно приведет к мощному взрыву.

Ученые осознали, что на основе цепного процесса ядерного деления может быть создано оружие огромной разрушительной силы.

Ядерное оружие было создано в США, бывшем Советском Союзе, Великобритании, Франции.

Затем к этим странам присоединились Китай, Индия и Пакистан.

По мнению ряда специалистов, ядерное оружие имеют также Израиль и ЮАР.

Это оружие явилось мощным инструментом ядерных держав в их взаимном противоборстве для установления контроля над другими странами и влияния на процесс мирового развития.

Мощность ядерного боеприпаса оценивают по *тротиловому эквиваленту*.

Тротиловый эквивалент — это количество обычного взрывчатого вещества тротила (тринитротолуола), которое потребовалось бы взорвать, чтобы взрыв по энергии соответствовал (был эквивалентен) взрыву атомной бомбы.

Его величина выражается в килограммах, тоннах, килотоннах, мегатоннах.

Так, при бомбардировке японских городов были применены сравнительно маломощные ядерные боезаряды (15–20 килотонн тротилового эквивалента).

В атомной бомбе источником энергии является *неуправляемая цепная реакция деления* тяжелых атомных ядер

Чтобы начать цепную реакцию деления, достаточно 1 нейтрона.

Основными элементами атомной бомбы являются *ядерный заряд и заряд обычного взрывчатого вещества*, помещенные в корпус бомбы.

В качестве ядерного горючего в атомной бомбе используют ^{235}U или ^{233}U , а также ^{239}Pu .

В зависимости от способа достижения условий, при которых начинается цепная реакция ядерного деления, атомные бомбы могут быть двух типов — *пушечного* и *имплозивного*.

В основе действия термоядерного оружия лежат реакции ядерного синтеза атомных ядер химических элементов, расположенных в самом начале системы Д.И. Менделеева.

Все атомные ядра имеют положительный электрический заряд, и поэтому при сближении между ними действуют силы кулоновского отталкивания.

Для того, чтобы произошла реакция синтеза нового ядра, взаимодействующие ядра должны обладать энергией, достаточной для преодоления сил взаимного отталкивания.

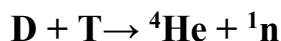
Проще всего осуществить сближение двух легких атомных ядер с небольшим содержанием протонов в ядре. При слиянии легких ядер им приходится преодолевать меньшее кулоновское отталкивание.

Однако даже в этом случае взаимодействующие ядра должны обладать огромной энергией.

Такую энергию ядра приобретают при сверхвысоких температурах (десятки и сотни миллионов градусов).

Поэтому реакции ядерного синтеза и получили название *термоядерных реакций*.

В *водородной бомбе* источником энергии является неуправляемая реакция термоядерного синтеза ядер гелия из ядер изотопов водорода — дейтерия (**D**) и трития (**T**):



Мощность водородной бомбы практически не ограничена.

Взрыв водородной бомбы, как правило, приводит к более существенным разрушениям объектов в районе взрыва по сравнению с разрушениями при взрыве атомной бомбы.

Наличие в водородной бомбе пускового ядерного заряда способствует значительному загрязнению окружающей среды осколками деления и остатками ядерного горючего, не подвергшегося делению.

В 60–70-е годы XX века внимание разработчиков ядерного оружия было обращено на тот факт, что, несмотря на огромную разрушительную силу существовавших ядерных боезарядов, оно мало эффективно против бронетехники.

С легкостью проникать через толстую стальную броню и поражать людей способно только нейтронное излучение.

Это свойство нейтронного излучения было использовано при создании *нейтронной бомбы* — тактической боеголовки нового поколения.

Нейтронная бомба предназначена для максимального поражения всего живого в эпицентре взрыва при минимальном, по сравнению с другими видами ядерного оружия, разрушении зданий, дорог и других подобных объектов, а также значительно меньшем загрязнении местности радионуклидами.

По сравнению с водородной бомбой, используемой для решения иных боевых задач, нейтронная бомба имеет свои особенности.

Устройство нейтронной бомбы обеспечивает максимальный (до 97 %) выход нейтронов в окружающую среду и минимальное их поглощение конструкционными материалами бомбы и атомными ядрами делящегося вещества.

В зависимости от места проведения ядерных взрывов различают *воздушные, наземные, подземные, подводные и высотные взрывы*.

Испытания ядерного оружия, проводившиеся в разные годы, были направлены на:

- исследование действия ядерных боеприпасов и возможности их совершенствования;
- изучение процессов, сопровождающих ядерный взрыв;
- совершенствование методов обнаружения мест проведения ядерных взрывов;
- создание средств защиты и др.

Большинство взрывов при испытаниях ядерного оружия ведущие ядерные державы проводят на специально созданных полигонах.

Испытательные полигоны обычно расположены на территориях с низкой плотностью населения, вдали от крупных промышленных центров.

В 1947 году на территории Казахстана для испытаний ядерного оружия был построен *Семипалатинский полигон*.

В 1949 году здесь было проведено первое испытание ядерного оружия, созданного в СССР, а в 1953 году впервые в мире было испытано термоядерное оружие.

Всего на Семипалатинском полигоне проведено 86 воздушных испытаний, 30 наземных и 340 подземных.

В 1991 году этот полигон был закрыт, а с 1995 года на его территории были начаты работы по ликвидации последствий испытаний ядерного оружия.

Самым крупным испытательным ядерным полигоном в США является *Невадский полигон*, который находится в пустыне Невада.

На его территории было произведено 834 ядерных взрыва, в том числе 100 — в атмосфере.

В разные периоды времени ядерными державами мира было осуществлено более 2 000 ядерных испытаний в различных природных средах, включая 525 взрывов в атмосфере.

Кроме государств — «членов ядерного клуба», ядерные испытания проводили Индия и Пакистан, причем каждая из этих стран осуществила по несколько подземных взрывов.

В результате ядерного взрыва из образовавшихся продуктов формируется *радиоактивное облако*, которое может перемещаться на большие расстояния.

Направление и скорость его перемещения зависят от метеорологических условий (направление и скорость ветра, атмосферные осадки и т. д.).

По пути движения радиоактивного облака на земной поверхности остается «след», образованный выпавшими на земную поверхность радиоактивными продуктами.

В зависимости от уровня загрязнения радионуклидами пострадавшую территорию делят на 4 зоны.

Размеры и форма образовавшихся зон зависят от мощности взрыва и местных метеорологических условий.

В сентябре 1996 года был открыт для подписания Договор о всеобщем запрещении ядерных испытаний.

В настоящее время его подписали более 155 государств и более 20 государств ратифицировали.

В соответствии с договором, каждое государство-участник обязуется *не производить никаких взрывов ядерного оружия, а также запрещать и предотвращать любой ядерный взрыв.*

Лекция 9

Ядерные аварии. Международная шкала ядерных событий. Основная структура шкалы. Крупнейшие ядерные катастрофы, аварии, инциденты. Войсковые учения с применением ядерного оружия. Аварии на предприятиях, производящих ядерное топливо. Аварии на атомных электростанциях.

Международная шкала ядерных событий. Шкала разработана в 1986 году. В СССР (а значит и в Беларуси) введена в 1990 году. В шкале есть недостатки, в частности некоторая расплывчатость в оценках событий по уровням. Например, аварийная ситуация на Ленинградской АЭС в 1992 г. оценивалась специалистами от второго до четвертого уровня. В результате был принят третий уровень.

Табл. 1

А В А Р И Я	—	А В А Р И Я
	— 7. Крупная авария	
	— 6. Серьезная авария	
	— 5. Авария с риском выхода за пределы площадки	
И Н Ц И Д Е Н Т	— 4. Авария без значительного риска за пределами площадки	И Н Ц И Д Е Н Т
	— 3. Серьезный инцидент	
	— 2. Инцидент	
	— 1. Аномалия	

	–	
– Отклонение	Ниже шкалы, не существенно для безопасности	

Важнейшим элементом в структуре международной шкалы является соотношение семи уровней и трех критериев безопасности (табл.2).

Основная структура шкалы (критерии носят общий характер)
Табл. 2.

– Уровень	– Критерии безопасности		
	– Воздействие за пределами площадки	– Воздействие на площадке	– Ухудшение глубокоэшелонированной обороны
– 7. Крупная авария	– Крупный выброс: обширные последствия для здоровья и окружающей среды	–	
– 6. Серьезная авария	– Значительный выброс: возможно, понадобится полное осуществление запланированных контрмер		
– 5. Авария с риском за пределами площадки	– Ограниченный выброс: возможно, понадобится частичное осуществление запланированных контрмер	– Тяжелые повреждения активной зоны, радиологических барьеров	–
– 4. Авария без значительного риска за пределами площадки	– Незначительный выброс: возможно, понадобится частичное осуществление запланированных контрмер	– Значительные повреждения активной зоны, радиологических барьеров; облучение персонала со смертельным исходом	

– 3. Серьезный инцидент	– Очень малый выброс: облучение населения на уровне долей установленных пределов	– Крупное распространение заряженности, острые последствия для здоровья персонала	– Близко до аварии – не осталось уровней (эшелонов) обороны
– 2. Инцидент	–	– Значительное распространение загрязненности, переоблучение персонала	– Инциденты со значительным нарушением мер обеспечения безопасности
– 1. Аномалия			
– 0. Событие ниже шкалы, отклонение	– Не существенно для безопасности		
– Событие, выходящее за пределы шкалы	– Не имеет отношения к безопасности		

Крупнейшие ядерные катастрофы, аварии, инциденты.

1. Войсковые учения.

А) Войсковые учения на Тоцком полигоне (село Тоцкое, Саратовская обл., СССР). Использована урановая бомба с мощностью в тротиловом эквиваленте 40 кт. Взрыв произведен на высоте 350 м 14 сентября 1954 г. Задействовано 45000 войск, 600 танков и САУ, 500 орудий, 600 бронетранспортеров, 320 самолетов, 6000 автомобилей и тягачей. Жителей села и ближайших деревень выселили за 15 км. В центре полигона построены специальные объекты, выкопаны траншеи, под землей проложены тоннели, размещена техника, в количестве 500 голов привезена скотина.

После взрыва бомбы проведена массированная артиллерийская подготовка. Через 20 мин. первые самолеты пролетели через ножку ядерного гриба. Через 10 мин. в район эпицентра взрыва прибыли дозоры радиометрической службы, которые к началу наступления обозначили границы зон загрязнения. Через 2 часа туда же вышел передовой отряд механизированной дивизии. МЭД γ -излучения в 750 метрах от эпицентра взрыва через 2 мин. – 65 рен/час , через 10 мин. – 10 рен/час , 47 мин. – $1,5 \text{ рен/час}$. В эпицентре через 1 час – 50 р/час , а в 850 метрах – $0,1 \text{ рен/час}$. Через сутки на расстоянии 1 км от эпицентра – 2000 мкрен/час , а в эпицентре – 1 рен./час .

Столб пыли, поднятый взрывом, создал *ближний след* радиоактивного заражения в 210 км на территории Оренбургской обл. и Башкирской АССР. Это дало дозовую нагрузку населению в 0,013 Зв в пределах 70 км от эпицентра. Основным нуклидом являлся Со-60. *Дальний след* выпадения радиоактивных

осадков со столба распространился на территории Сибири, на север от Омска, Новосибирска, Красноярска. Максимум полученной дозы.

Эти официальные оценки не могут разъяснить резкий рост онкологических заболеваний в Оренбургской области в 1955- 1960 г.г. (100-150 чел. на 1000 населения). Об ущербе здоровью, участвующих в учениях военнослужащих можно только догадываться.

Б) Взрыв на Семипалатинском полигоне (СССР). Произведен 10 сентября 1956 г. Мощность – 40кт. Принимало участие 1500 военнослужащих. В этот раз были приняты определенные меры безопасности.

В) Операция «Кросродс». Лагуна острова Бикини, лето 1946г. (США). Осуществлено 2 взрыва мощностью по 23 кт. каждый: один в атмосфере на высоте 153 м, а другой под водой на глубине 27 м. В учениях задействовано большое количество кораблей. Для военнослужащих эффект был примерно таким, как для солдат СА в учениях под селом Тоцкое.

Основное облучение матросы получили, когда взрывной волной водой, уже заряженной, залило палубы кораблей и она попала в трюмы. В целом в США ежегодно производилось до нескольких десятков ядерных взрывов в атмосфере и под водой до их запрещения в 1964 году.

Всего в различных целях в США произведено 1030 ядерных взрывов, в СССР – 715, Великобритании – 43, Франции – 198, КНР – 43. Самый мощный взрыв – термоядерный произведен в СССР на полигоне Новая Земля (58 Мт) 30 октября 1961 года. После этого взрыва ядерные государства решили договориться о запрещении ядерных испытаний в атмосфере и под водой.

2. Аварии на ядерных установках и предприятиях военного назначения.

А) Хэнфорд (США). Штат Вашингтон, р. Колумбия. В 1943 году построен комбинат по производству оружейного плутония. Производство продолжалось до 1971 года. Произведено порядка 50 т плутония. Такого количества достаточно для производства 1 тыс. зарядов, сброшенных на г. Нагасаки. До 1957 года постоянно продолжались выбросы в атмосферу радиоактивных газов, точнее аэрозолей, содержащих J-131 общей активностью 500000 Ки. Наиболее известный выброс состоялся 2 декабря 1949 г. Тогда в результате нарушения технологии производства одноразово в атмосферу выброшено 30000 Ки J-131 и Хе-131.

Б) Уиндскейл (Великобритания). На побережье Ирландского моря размещены два реактора с газовым охлаждением и графитовым замедлителем для производства плутония. 10 октября 1957 года в активной зоне одного из реакторов вспыхнул пожар, продолжавшийся четверо суток. Повреждения привели к выбросу через 125-метровую трубу радионуклидов в атмосферу. Мощность выброса – 20000 Ки (J-131, Те-132, Cs-137, Sr-90, Sr-89). Радиоактивное облако достигло Южной Норвегии, Бельгии, ФРГ.

В) ПО «Маяк» (Челябинская обл., СССР). Построено в 1946 году. *Первая* серьезная авария произошла 29 сентября 1957 г. В 1953 году построено хранилище радиоактивных отходов, которое представляло собой ряд заглубленных на

глубину 8,2 м бетонных сооружений для 20 стальных ванн. Между ваннами циркулировала вода и охлаждала их. В каждую ванну помещалось до 80 тонн РАО, после чего она закрывалась бетонным перекрытием.

Хранилище было оснащено системой контроля температуры в ваннах, активности и т.д. Тем не менее, в указанную дату произошел взрыв одной из ванн. Перекрытие было отброшено на 25 м в сторону, и в атмосферу выброшено 25 млн. Ки (66% – Ce-144, 24,9% – Zr-95 + Nb-95, 5,4% Sr-90+Y-90, и т.д.). Туча пошла на северо-запад через территорию Челябинской, Свердловской и Тюменской областей.

Заряженными оказались 217 населенных пунктов с населением 272000 чел.: $23000\text{км}^2 - A_{\text{нов}} \geq 0,1 \frac{\text{Ки}}{\text{км}^2}$; $400\text{км}^2 - A_{\text{нов}} \geq 10 \frac{\text{Ки}}{\text{км}^2}$; $117\text{км}^2 - A_{\text{нов}} \geq 100 \frac{\text{Ки}}{\text{км}^2}$. Правительственная комиссия установила, что вероятной причиной аварии был взрыв смеси сухих солей – нитрата и ацета натрия, образовавшихся в ванне в результате химических реакций.

Вторая серьезная авария произошла весной 1967 г. Весна была очень засушливой. В результате оголились торфяные берега озера Карачай, расположенного на территории объединения, и которое использовалось в качестве открытого хранилища РАО. Сильный ветер поднял в воздух по оценке специалистов вместе с пересохшими илом и торфом 600 Ки.

Эти отложения рассеялись примерно на той территории, что и в предыдущей аварии. Поскольку ПО «Маяк» расположено вблизи г. Кыштым, эти аварии получили название Кыштымской трагедии. До 1953 года никаких сооружений для хранения радиоактивных отходов на ПО не было. Они просто сбрасывались в водную систему Теча-Исеть-Табол.

Этот сброс можно также рассматривать, как *экологическую катастрофу*. Всего сброшено 76 млн. м³ сточных вод с общей активностью только по β -излучению 2,75 млн. Ки. Сегодня удельная активность речного ила из поймы р.Теча в районе села Муслимово (т.н. Асановские болота) составляет $A_{\text{уд.}} = 11100 \text{Бк/кг}$. Для сравнения активность верхнего 2-сантиметрового слоя почвы, отбранного на торфянике у выселенной д. Погонное Хойникского района – 100000Бк/кг .

2. Аварии на ядерных объектах гражданского назначения.

А) Три-Майл-Айлендс (США, Пенсильвания). 28.03.1979г. Реактор типа ВВЭР. Его второй блок эксплуатировался 3 месяца. Во втором контуре охлаждения отказал водяной насос и автоматически отключилась турбина электрогенератора. Реактор продолжал работать на полную мощность. В результате роста температуры уже в первом контуре охлаждения отключились автоматически насосы. Операторы рассчитывали, что реактор автоматически вернется в нормальный режим работы, и не предпринимали никаких действий. В результате в атмосферу попали радиоактивные газы. Далее реактор удалось остановить и законсервировать. В 1982 году впервые осмотрели реактор и установили, что на месте верхних частей ТВС имеется полость полутораметровой глубины. Это означает, что мощный корпус реактора такого типа все же был

разрушен. По сути, от катастрофы спас бетонный колпак над станцией, который называют коптейментом.

Б) Серьезная авария на Ленинградской АЭС произошла осенью 1975 года. По международной шкале его можно было отнести к четвертому уровню. В результате отключения двух турбогенераторов произошел разогрев топлива, оболочки нескольких ТВЭлов и один канал были разрушены. В атмосферу выброшены полтора миллиона кюри. По советской традиции население об этом не оповестили.

Анализ причин большинства аварий и инцидентов, произошедших на АЭС во всем мире, перечисленных в лекции и не перечисленных, дает главную причину их возникновения: по какой-то причине отключаются генераторы электростанции, а реактор продолжает работать на полную мощность. Финалом развития всех аварий стала Чернобыльская катастрофа.

Лекция 10

Катастрофа на Чернобыльской АЭС: причины, общая характеристика, загрязнение территории Республики Беларусь радионуклидами. Хроника событий. Основные радионуклиды, накопившиеся в активной зоне реактора к моменту катастрофы. Пути поступления чернобыльских радионуклидов в окружающую среду. Загрязнение радионуклидами территории Республики Беларусь. Загрязнение территории Беларуси ^{131}I , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{238}Pu , ^{239}Pu и ^{240}Pu . Зона эвакуации (отчуждения). Зона первоочередного отселения Зона последующего отселения Зона с правом на отселение. Зона проживания с периодическим радиационным контролем.

Хроника развития аварии. В ночь с 25 на 26 апреля 1986 г. На Чернобыльской атомной станции произошла крупнейшая во Всемирной истории авария, связанная с деятельностью человека. Авария произошла при проведении проектных испытаний одной из систем обеспечения безопасности. Целью испытаний было исследовать возможность использования энергии остающихся турбогенераторов (т.н. выбега) для производства электроэнергии в условиях наложения двух типов аварийных ситуаций:

- полной потери электрообеспечения АЭС;
- максимальной проектной аварии, при которой происходит разрыв трубопровода большого диаметра циркуляционного контура реактора. Ниже представлен по минутам распланированный ход этих испытаний.

25 апреля

01.06. Начало снижения мощности энергоблока (оперативный запас реактивности равен 31 стержню).

03.47. Тепловая мощность реактора снижена и застabilизирована на уровне 50 % (1600 МВт).

07.10. ОЗР (**Оперативный запас реактивности**) равен 13,2 стержня.

13.05. Отключен от сети ТГ-7 (турбогенератор) (первый из двух ТГ, входящих в состав энергоблока)

14.00. САОР (система аварийного охлаждения реактора) отключена от контура циркуляции. Отсрочка выполнения программы испытаний по требованию диспетчера Киевэнерго (САОР в работу введена не была, реактор продолжал работать на тепловой мощности 1600 МВт).

15.20 - 23.10. Начата подготовка энергоблока к проведению испытаний. Продолжено снижение мощности энергоблока. Тепловая мощность реактора снижена до 720 МВт, равномерная разгрузка энергоблока продолжается. Происходит смена оперативного персонала управления реактором.

26 апреля

00.28. При тепловой мощности реактора около 500 МВт в процессе перехода с системы локального регулирования мощности на автоматический регулятор мощности основного диапазона было допущено не предусмотренное программой снижение тепловой мощности приблизительно до 30 МВт. Начат подъем мощности.

00.39.32' - 00.43.35'. Персонал в соответствии с регламентом испытаний заблокировал сигнал аварийной защиты по остановку двух ТГ

00.41 - 01.16. Отключение от сети ТГ-8 для снятия вибрационных характеристик на холостом ходу (второй ТГ, входящий в состав энергоблока)

01.03. Тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт и застabilизирована (испытание было решено проводить на этой мощности)

01.03. В дополнение к работающим шести ГЦН (Главные циркуляционные насосы (ГЦН) предназначены для поддержания надежной устойчивой циркуляции теплоносителя через реактор) включен в работу седьмой ГЦН

01.07. Включен в работу восьмой ГЦН (последний из обеспечивающих циркуляцию в реакторе).

01.09. Резко снижен расход воды до 90 т/ч по правой стороне и до 180 т/ч по левой при общем расходе по контуру 5600-5800 т/ч. В результате температура на всосе ГЦН составила 280 градусов по Цельсию.

01.22.30'. Системой "Скала" произведена запись параметров реактора на магнитную ленту.

01.23.04'. Начало испытаний. На ТГ-8 закрыты стопорно-регулирующие клапаны турбины, начался выбег четырех ГЦН

01.23.10'. Нажата кнопка МПА, специально смонтированная для проведения испытаний с целью имитации сигнала МПА

01.23.40'. Нажата кнопка АЗ-5 аварийной защиты реактора, стержни аварийной защиты начали движение в активную зону

01.23.43'. Появились аварийные сигналы по периоду разгона, а также по превышению мощности реактора

01.23.46'. Отключена первая пара "выбегающих" ГЦН

01.23.46,5'. Отключена вторая пара "выбегающих" ГЦН

01.23.47'. Резкое (на 40 %) снижение расходов ГЦН, не участвующих в выбеге, и недостоверное показание расходов ГЦН, участвующих в выбеге, резкое увеличение давления и подъем уровня в барабанах-сепараторах; сигналы "Неисправность измерительной части" в обоих автоматических регуляторах основного диапазона (1АР, 2АР)

01.23.48'. Восстановление расходов на ГЦН, не участвующих в выбеге, до значений, близких к исходным; на выбегающих ГЦН левой стороны восстановление расходов на 15% ниже исходного; на выбегающих ГЦН правой стороны восстановление расходов на 10 % ниже от исходного для ГЦН-24 и "недостоверность" для ГЦН-23; дальнейший рост давления и уровня в барабанах - сепараторах; срабатывание быстродействующих редуционных устройств сброса пара в конденсатор турбины

01.23.49'. Сигнал аварийной защиты "Повышение давления в реакторном пространстве (разрыв технологического канала)"; сигнал "Нет напряжения=48В" (снято питание с муфт сервоприводов стержней системы управления и защиты реактора; сигналы "Неисправность исполнительной части автоматических регуляторов 1АР, 2АР"

01.24. (Из записи в оперативном журнале старшего инженера управления реактором). "Сильные удары, стержни системы управления и защиты остановились, не дойдя до нижних концевиков. Выведен ключ питания муфт".

По свидетельствам очевидцев, в это время произошло два мощных взрыва с разрушением части реакторного блока и машинного зала, на энергоблоке № 4 ЧАЭС возник пожар. К 15 ч. 26 апреля 1986г. было достоверно установлено, что реактор разрушен, а из его развала в атмосферу поступают огромные количества радиоактивных веществ.



Предпосылки аварии. Авария на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС произошла 26 апреля 1986 года в 01 ч. 23 мин. 40 с. (время московское) в ходе проведения проектных испытаний одной из систем обеспечения безопасности.

Данная система безопасности предусматривала использование механической энергии вращения останавливаемых турбогенераторов (так называемого выбега) для выработки электроэнергии в условиях наложения двух аварийных ситуаций. Одна из них - полная потеря электроснабжения АЭС, в том числе главных циркуляционных насосов (ГЦН) и насосов системы аварийного охлаждения реактора (САОР); другая - максимальная проектная авария (МПА), в качестве которой в проекте рассматривается разрыв трубопровода большого диаметра циркуляционного контура реактора.

Проектом предусматривалось, что при отключении внешнего электропитания электроэнергия, вырабатываемая турбогенераторами за счет выбега, подается для запусков насосов, входящих в САОР, что обеспечило бы гарантированное охлаждение реактора. Предложение об использовании выбега ТГ исходило в 1976 году от главного конструктора реактора РБМК. Эта концепция была признана и включена в проекты строительства АЭС с реакторами такого типа.

Однако энергоблок № 4 ЧАЭС, как и другие энергоблоки с РБМК, был принят в эксплуатацию без опробования этого режима, хотя такие испытания должны быть составной частью пред эксплуатационных испытаний основных проектных режимов энергоблока. Кроме Чернобыльской, ни на одной АЭС с реакторами РБМК – 1000 после ввода их в эксплуатацию, проектные испытания по использованию выбега ТГ не проводились. Такие испытания были проведены на энергоблоке № 3 Чернобыльской АЭС в 1982 г. Они показали, что требования по характеристикам электрического тока, вырабатываемого за счет выбега ТГ, в течение заданного времени не выдерживались и необходима доработка системы регулирования возбуждения ТГ.

Программами испытаний 1982-1984 гг. предусматривалось подключение к выбегающему ТГ по одному ГЦН каждой из двух петель циркуляции реактора, а программами 1985 г. и апреля 1986 г. - по два ГЦН. При этом моделирование аварийной ситуации предусматривалось при отключенной ручными задвижками САОР. Испытание на 4-м энергоблоке было намечено провести днем 25 апреля 1986г. при тепловой мощности реактора 700 МВт, после чего реактор планировалось остановить для проведения плановых ремонтных работ. Следует отметить, что программа испытаний соответствовала действовавшим на тот момент требованиям. Таким образом, испытания должны были проводиться в режиме пониженной мощности, для которого характерны повышенный, относительно номинального, расход теплоносителя через реактор, незначительный недогрев теплоносителей до температуры кипения на входе в активную зону и минимальное паросодержание. Эти факторы оказали прямое влияние на масштаб аварии.

Версии возникновения и развития аварии. За прошедшие десятилетия были сделаны многочисленные попытки разобраться с сущностью Чернобыльской аварии и причинами, приведшими к ней. Законченной и экспериментально

подтвержденной версии Чернобыльской аварии до настоящего времени не создано.

Объективное изучение событий, связанных с возникновением и развитием аварии на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС, началось 27-28 апреля 1986г., когда специалистам стала доступна информация об основных параметрах работы 4-го энергоблока перед аварией и в ее первой фазе, зарегистрированная системами измерения до момента их разрушения. Ниже представлены версии нескольких компетентных организаций, разбиравшихся с причинами возникновения аварии.

- *Версия Межведомственной комиссии* Версия, разработанная на месте происшествия, состояла в том, что авария произошла вследствие запаривания технологических каналов активной зоны из-за срыва циркуляции в контуре МПЦ. Срыв циркуляции произошел из-за несоответствия расхода питательной воды и расхода теплоносителя в контуре МПЦ. Последующий углубленный анализ теплогидравлического режима работы ГЦН, выполненный в конце мая 1986 года разработчиком ГЦН, не подтвердил предположения о срыве и кавитации ГЦН. Было установлено, что наименьший запас до кавитации имел место за 40 секунд до аварии, но был выше того, при котором мог произойти срыв ГЦН.

- *Версия Минэнерго СССР на основе расчетов ВНИИАЭС* В конце мая 1986 г. после изучения имевшихся данных и проведения расчетов во Всесоюзном НИИ атомных электростанций (ВНИИАЭС) группа специалистов Минэнерго СССР сделала дополнения к акту, в котором причинами аварии были названы:

- принципиально неверная конструкция стержней СУЗ - положительный паровой и быстрый мощностной коэффициент реактивности
- большой расход теплоносителя при малом расходе питательной воды
- нарушение персоналом регламентного значения оперативного запаса реактивности (ОЗР), малый уровень мощности
- недостаточность средств защиты и оперативной информации для персонала - отсутствие указаний в проекте и технологическом регламенте об опасности нарушения установленного уровня ОЗР.

- *Версия экспертов СССР к сессии МАГАТЭ* В июле 1986 г. в ходе подготовки к специальной сессии МАГАТЭ был выполнен первый расчетный анализ аварии на упрощенной схеме модели. В докладе, предоставленном советскими экспертами на этой сессии в августе 1986 г., первопричиной аварии было названо "крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока". Отмечалось также, что "катастрофические размеры авария приобрела в связи с тем, что реактор был приведен персоналом в такое нерегламентное состояние, в котором существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности". В этом же докладе были указаны следующие допущенные нарушения: - снижение оперативного запаса реактивности существенно ниже допустимой величины;

- подключение к реактору всех ГЦН с превышением расхода по отдельным ГЦН, установленного регламентом;

- блокировка защиты реактора по сигналу остановки двух ТГ; - блокировка защит реактора по уровню воды и давлению пара в барабане-сепараторе;
- отключение системы защиты реактора от МПА (максимальной проектной аварии) (отключение САОР).

– *Версия института атомной энергии (ИАЭ) им. Курчатова* К октябрю 1986 г. в ИАЭ был проведен анализ версий, объяснявших взрывной характер аварии:

1. Взрыв водорода в бассейне-барботере
2. Взрыв водорода в нижнем баке контура охлаждения СУЗ
3. Диверсия (взрыв заряда с разрушением трубопроводов контура циркуляции)
4. Разрыв напорного коллектора ГЦН или раздаточного группового коллектора
5. Разрыв барабана-сепаратора или пароводяных коммуникаций
6. Эффект положительного выбега реактивности от вытеснителей стержней СУЗ
7. Неисправность автоматического регулятора
8. Грубая ошибка оператора при управлении стержнями ручного регулирования
9. Кавитация ГЦН, приводящая к подаче пароводяной смеси в технологические каналы
10. Кавитация на дроссельно-регулирующих клапанах
11. Захват пара из барабана-сепаратора в опускные турбоприводы
12. Пароциркониевая реакция и взрыв водорода в активной зоне
13. Попадание в реактор сжатого газа из баллонов САОР

Анализ был построен на выявлении противоречий между ожидаемым эффектом рассматриваемой версии аварии с имеющимися объективными данными, зафиксированными программой ДРЕГ. В результате проведенных исследований стало очевидно, что единственной гипотезой, не противоречащей объективным данным, является версия, связанная с эффектом вытеснителей стержней СУЗ.

Особенность аварии на ЧАЭС – выброс радионуклидов произошел не мгновенно, а продолжался около двух недель. Обычно выделяют четыре стадии в процессе развития аварии.

1. 26.04.86 – механический выброс диспергированного топлива. Взрыв. Состав выброшенных радионуклидов соответствовал составу продуктов деления и активации отработанного топлива.
2. 26.04.86-02.-5.86. Интенсивность выбросов снизилась в несколько раз. Состав радионуклидов практически не изменился. Произошел вынос остатков диспергированного топлива из разрушенного реактора потоком горячего воздуха и потоком графитовой пыли, образовавшейся в результате горения графита.
3. 02.05.86-05.05.86. Быстрый рост мощности выбросов. Сразу в составе выброшенных радионуклидов преобладал J-131, а затем состав вновь приблизился к первоначальному. Согласно оценкам экспертов температура в реакторе к концу этой стадии превысила 2000⁰С.

4. 05.05.86-06.05.86 К концу этой стадии произошел очень быстрый спад выбросов – почти в 100 раз на протяжении суток.

С 27 апреля по 10 мая с помощью вертолетов производилась засыпка защитных материалов с вертолетов в развал 4-го энергоблока. 10 мая реактор был заглушен. Из вертолетов в жерло разрушенного реактора было сброшено 1760 т песка и гравия, 1400 т свинца, 800 т доломита, 40 т соединений бора.

Уже 20 мая началось проектирование укрытия или по-другому саркофага над разрушенным реактором. Уже к ноябрю 1986 г. саркофаг был построен.

Последствия аварии. Согласно выводам правительственной комиссии, суммарно выброшено из реактора 50 млн. Ки, не считая благородных газов. Поэлементный состав выброса приведен в табл. 8.1

Таблица 8.1

Нуклид** *	Активность выброса, МКи		Доля активности, выброшенной из реактора к 06.05.86, %	1	2	3	4
	26.04.86	06.05.86*		¹⁰⁶ Ru	0,2	1,6	2,9
1	2	3	4	¹⁴⁰ Ba	0,5	4,3	5,6
¹³³ Xe	5	45	Возможно, до 100	¹⁴¹ Ce	0,4	2,8	2,3
^{85m} Kr	0,15	-	"	¹⁴⁴ Ce	0,45	2,4	2,8
⁸⁵ Kr	-	0,9	"	⁸⁹ Sr	0,25	2,2	4,0
¹³¹ I	4, 5	7,3	20	⁹⁰ Sr	0,015	0,22	4,0
¹³² Te	4	1,3	15	²³⁸ Pu	$0,1 \cdot 10^{-3}$	$0,8 \cdot 10^{-3}$	3,0
¹³⁴ Cs	0,15	0,5	10	²³⁹ Pu	$0,1 \cdot 10^{-3}$	$0,7 \cdot 10^{-3}$	3,0
¹³⁷ Cs	0, 3	1,0	13	²⁴⁰ Pu	$0,2 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	3,0
⁹⁹ Mo	0,45	3,0	2,3	²⁴¹ Pu	0,02	0,14	3,0
⁹⁵ Zr	0,45	3,8	3,2	²⁴² Pu	$0,3 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	3,0
¹⁰³ Ru	0, 6	3,2	2,9	²⁴² Cm	$0,3 \cdot 10^{-2}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	3,0
¹⁰⁶ Ru	0, 2	1,6	2,9	²³⁹ Np	2,7	1,2	3,2

* Погрешность оценки — $\pm 50\%$, объяснение см. в примечании к табл. 1.
 ** Приведены данные по активности основных радионуклидов, измеряемых при радиометрических анализах.

*** Суммарный выброс к 06.05.86.

Представление о распределении выбросов на территориях тогда союзных республик, а сегодня независимых государств дает табл. 8.2

Таблица 8.2

Страна	Площадь, км ²				Всего
	Плотность загрязненности Cs-137, Ки/км ²				
	1– 5	5 – 15	15 – 40	> 40	
Россия	39280	5450	2130	310	47170
Украина	34000	1990	820	640	37450
Беларусь	29920	10170	4210	2150	46450
Всего	103200	17610	7160	3100	131070

Распределение радионуклидов на территории Беларуси по областям представлено в таблице 8.3

Таблица 8.3

Область	Площадь загрязнения, км ²			
	> 40 Ки/км ²	15-40 Ки/ км ²	5-15 Ки/ км ²	1-5 Ки/ км ²
Гомельская	1671	2785	6530	16430
Могилевская	403	1394	2950	5314
Брестская	–	–	378	3849
Минская	–	–	48	2030
Гродненская	–	–	12	1690
Витебская	–	–	–	35
Всего	2074	4179	9918	29348

Чтобы представить картину заряженности необходимо привести цифру содержания Cs-137 в почвах Беларуси до аварии – 1,5 кБк/м², что соответствует 0,0405 Ки/км².

Радиоактивная обстановка на территории Беларуси сразу после аварии была по разным городам была: Чечерск – 10 мР/час, Гомель, Славгород – 2 мР/час, Мозырь, Пинск – 1 мР/час. Даже в Минске в начале июня МЭД была около 1мР/час. С распадом J-131 МЭД снизилась повсеместно в несколько десятков раз. Тем не менее, данные таблиц 8.2 и 8.3 говорят о серьезном зарядении

территории стран. Учитывая изотопный состав выпавших радионуклидов (не считая “горячих” частиц – это в основном Cs-137 и Sr-90) последствия катастрофы для нашей страны будут сказываться многие десятилетия, а то и несколько столетий.



Рис.1. Основные очаги загрязнения цезием-137

Нуклид	Доля активности, выброшенной из реактора	Распространилось в окружающей среде		Период полураспада
		МКи	г	
J-131	50	17,55	142	8,05 сут.
Sr-89	10	5,4	186	50,5 сут.
Sr-90	10	0,32	4560	29,12 лет
Zr-95	8	9,45	440	64 сут.
Mo-99	5	6,4	9,3	2,75 сут.
Ru-103	8	3,97	130	39,3 сут.
Ru-106	8	1,89	564	368 сут.

Ba-140	15	11,75	160	12,7 сут
Ce-141	6	7,16	173,5	32,5 сут
Ce-144	8	8,44	2640	284 сут.
Xe--133	100	45,9	246	284 сут
Cs-137	30	2,11	24207	30 лет
Cs-134	25	~1		2 года
Pu-238	8	$1,9 \cdot 10^{-3}$	112	87,74 года
Pu-239	8	$1,9 \cdot 10^{-3}$	112	24390 лет

Лекция 11

Миграция радионуклидов в природных комплексах и экосистемах. Основные характеристики массопереноса и массообмена радионуклидов в природных комплексах. Коэффициенты распределения и диффузии радионуклидов и методы их определения. Влияние электролитов на коэффициенты диффузии и распределения радионуклидов.

В апреле-мае 1986 года после катастрофы на Чернобыльской АЭС загрязнение воздуха радионуклидами на всей территории БССР многократно возросло по сравнению с доаварийным уровнем.

Воздух был обогащен наиболее летучими радиоактивными продуктами, содержащими главным образом радионуклиды йода (^{131}I) и цезия (^{137}Cs и ^{134}Cs).

В первые дни и недели катастрофы в пробах воздуха, отобранных на прилегающей к АЭС территории, были также обнаружены ^{239}Np , ^{99}Mo , ^{132}Te , ^{125}Sb , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{140}Ba , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{103}Ru , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{144}Ce , ^{106}Ru , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{90}Y .

Максимальные концентрации радионуклидов в воздухе наблюдали 27–28 апреля 1986 года.

Даже в Березинском заповеднике, расположенном на расстоянии 400 км севернее Чернобыля, объемная активность воздуха по ^{131}I в эти дни достигала 150–200 Бк/м³, по ^{137}Cs — 9,9 Бк/м³, по $^{239,240}\text{Pu}$ — 0,0007 мБк/м³.

В результате катастрофы содержание радионуклидов в воздухе в районах, прилегающих к АЭС, возросло в миллионы раз, а на остальной территории республики — в тысячи раз по сравнению с 1985 годом.

Загрязнение воздуха начало заметно уменьшаться во второй половине мая 1986 года. Быстрое снижение продолжалось до конца 1986 года, а затем темпы его резко упали.

Содержание радионуклидов в воздухе, в основном, уменьшалось в результате оседания выброшенных в атмосферу радиоактивных частиц на земную поверхность, а также за счет распада короткоживущих радионуклидов, в том числе и ^{131}I .

Уровень загрязнения воздуха зависит от множества факторов, важнейшими из которых являются следующие:

- уровень загрязнения почвы и содержание в ней мелких частиц, поднимаемых ветром;

- характер растительного покрова;
- хозяйственная деятельность человека;
- природные явления (засуха, пылевые бури, пожары).

Наибольшую опасность представляет попадание в воздух вместе с пылью *альфа*-излучающих изотопов трансурановых элементов, которые через дыхательные пути могут поступать в организм человека.

Перераспределение радионуклидов происходит и в водных системах.

Начальное загрязнение *поверхностных водоемов* (рек, озер и др.) произошло в результате выпадения на водную поверхность радиоактивных продуктов, выброшенных в атмосферу из разрушенного реактора.

В дальнейшем радиоактивные вещества смывались в водоемы с водосборных территорий, питающих реки, озера, водохранилища.

Особенно важную роль в переносе радионуклидов играют *реки*.

Наибольшему загрязнению радионуклидами в результате Чернобыльской катастрофы подверглись Днепр, Сож и Припять, в меньшей степени — Неман и Западная Двина.

До Чернобыльской катастрофы содержание ^{90}Sr в воде р. Припять составляло 0,0033–0,0085 кБк/м³, а ^{137}Cs — 0,005–0,010 кБк/м³.

В первые дни после катастрофы суммарная объемная активность воды по *бета*-излучающим радионуклидам в р. Припять в районе ЧАЭС превышала 3 000 кБк/м³, и только к концу мая 1986 года она снизилась до 150–200 кБк/м³.

Максимальная удельная активность воды по ^{239}Pu в р. Припять составляла 0,37 кБк/м³.

За годы, прошедшие после катастрофы, содержание ^{137}Cs в больших и средних реках Беларуси значительно снизилось.

Это связано с уменьшением уровня загрязнения водосборных территорий в результате распада ^{137}Cs и с уменьшением смыва радионуклида с этих территорий в речные воды.

Радиоактивные вещества при попадании на земную поверхность взаимодействуют с компонентами окружающей среды, и радионуклиды включаются в процессы природного круговорота химических элементов.

Радионуклиды, присутствующие в почве, могут усваиваться растениями и включаться в процессы перераспределения по пищевым цепям (например, почва–растение–животное–человек).

Они могут поступать в почвенные воды, смываться дождевыми, талыми и паводковыми водами в реки, озера и другие водоемы.

В составе почвенных частиц радионуклиды могут подниматься ветром и загрязнять приземные слои атмосферы.

Процессы перемещения содержащихся в почве радионуклидов в вертикальном или горизонтальном направлениях называют *миграцией*.

Перемещение радионуклида в вертикальном направлении называют *вертикальной миграцией*, а в горизонтальном направлении — *горизонтальной миграцией*.

К *вертикальному* перераспределению радионуклидов в почве могут приводить самые разнообразные процессы:

- перенос радионуклидов в глубь почвы вместе с атмосферными осадками под действием силы тяжести;
- перемещение растворов радионуклидов в мелких порах почвы под действием капиллярных сил;
- диффузионные процессы;
- миграция по корневым системам растений;
- деятельность почвенных животных;
- хозяйственная деятельность человека (перепахивание почвы и т. п.).

Горизонтальная миграция может происходить при переносе радионуклидов с воздушными и водными потоками.

Перемещаясь с воздушным потоком, радиоактивные вещества в другом месте вновь оседают на земную поверхность.

Мелкие частицы почвы начинают подниматься в воздух при достижении критического значения скорости ветра: 5–6 м/с — для минеральных почв, 8–9 м/с — для осушенных торфяников.

Содержание в почвах плутония и америция в подвижной форме невелико — не превышает нескольких процентов. Эти радионуклиды находятся в почвах преимущественно в составе малорастворимых соединений.

Они медленно мигрируют в почве и плохо усваиваются растениями.

Начиная с 1994 года, на расстоянии более 20 км от ЧАЭС значительных изменений в соотношении количеств радионуклидов в подвижной и малоподвижной формах не наблюдалось. До сих пор основная часть плутония и америция содержится в верхнем (0–5)-см слое почвы, ^{137}Cs — в (0–10)-см, ^{90}Sr — в (0–20)-см слое.

В целом, в лесных экосистемах содержание радионуклидов уменьшается при переходе от нижних ярусов к верхним. Больше всего радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr накапливается в *живом надпочвенном покрове*, меньше — в *подлеске и подросте* и еще меньше — в *верхнем ярусе* леса.

Содержание радионуклидов в древесной растительности, в основном, зависит от:

- условий произрастания и свойств почвы,
- возраста и породы деревьев,
- плотности (густоты) насаждений.

В ближайшие 20–30 лет многие виды лесной продукции останутся загрязненными выше допустимых уровней (РДУ-99) на территории с плотностью загрязнения 150 кБк/м² (4 Ки/км²) и более, что ограничит их использование.

По способности накапливать радионуклиды грибы можно разделить на четыре группы: слабо-, средне-, сильнонакапливающие и грибы-аккумуляторы.

Исследования природных популяций растений свидетельствуют, что в целом растительные комплексы

являются относительно устойчивыми к радиационному воздействию.

Большинство представителей растительного мира на загрязненных территориях не претерпели существенных морфологических изменений.

Действие радиации на растительность отчетливо проявляется только на территориях с чрезвычайно высокими уровнями загрязнения — более 3 700 кБк/м² (100 Ки/км²) по ¹³⁷Cs.

Накопление радионуклидов в организмах животных зависит от уровня загрязнения среды их обитания и, в основном, происходит по пищевым цепям.

Наиболее высокое содержание радионуклидов у представителей различных видов фауны наблюдали в первый год после катастрофы в радиусе 30 км от ЧАЭС.

В настоящее время основной вклад в эффективную дозу облучения населения вносит *внутреннее облучение* за счет потребления загрязненных радионуклидами продуктов питания.

Чтобы ограничить поступление радионуклидов в организм человека с пищей, в Беларуси введены «Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов цезия и стронция в пищевых продуктах и питьевой воде» (РДУ).

После катастрофы на Чернобыльской АЭС эти нормы неоднократно уточнялись.

Чтобы контролировать качество продукции, в Республике Беларусь создана и функционирует система радиационного контроля.

Благодаря этой системе в розничную торговую сеть попадают только продукты питания с содержанием радионуклидов в пределах установленных норм.

Употребление продуктов с содержанием радионуклидов, не превышающим допустимые уровни, *относительно* безопасно для здоровья человека.

Производство загрязненного молока отмечено преимущественно в населенных пунктах Гомельской,

Брестской и Могилевской областей.

Хотя во многих населенных пунктах имеются центры, где можно измерять содержание радионуклидов в продуктах питания, жители зачастую не проверяют молоко, произведенное в частном секторе, и используют его для личного потребления.

Безусловно, это увеличивает радиационный риск для сельского населения, особенно для детей.

Поскольку существенный вклад в дозу внутреннего облучения человека могут вносить (а значит, и представлять опасность для его здоровья) продукты, произведенные в частном секторе, а также «дары природы» (грибы, ягоды, дичь, рыба), содержание радионуклидов в них необходимо обязательно контролировать.

Лекция 12

Ликвидация последствий катастрофы на ЧАЭС. Законы «О социальной защите граждан, пострадавших от катастрофы на Чернобыльской АЭС» и «О правовом режиме территорий, подвергшихся загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС». Закон «О радиационной безопасности населения». Защитные мероприятия в сельском и лесном хозяйстве. Защитные меры, направленные на получение нормативно чистой продукции.

Закон РБ «О социальной защите граждан, пострадавших от катастрофы на Чернобыльской АЭС». №635 от 22 февраля 1991 г. с изменениями и дополнениями, внесенными Законом РБ от 11 декабря 1991 г.

Авария, произошедшая 26 апреля 1986 г. на Чернобыльской атомной электростанции, является самой крупной катастрофой современности. Она затронула судьбы миллионов людей, проживающих на огромных территориях. Создались новые экологические, социальные, и экономические условия в регионах радиоактивного загрязнения.

Беларусь объявлена зоной национального экономического бедствия. До сих пор не представляется возможным оценить весь объем и последствия Чернобыльской катастрофы. Предотвращение в стране плохой социальной и экологической ситуации требует значительных усилий, привлечение больших финансовых, материальных и научных ресурсов республики.

Выдержки из закона, имеющие наибольшее значение для безопасного проживания населения РБ.

Раздел I. Общие принципы.

Статья 3. Условия проживания и трудовой деятельности населения без ограничений по радиационному фактору на загрязненной радионуклидами территории определены союзной концепцией проживания населения в районах, пострадавших от аварии на Чернобыльской АЭС, одобренной 6 декабря 1990 г. Координационным Советом по научным проблемам, связанным с экологическими последствиями использования новых технологических систем при Президиуме Академии наук СССР, и республиканской концепцией, одобренной 19 декабря 1990 года Бюро Президиума Академии наук Белорусской ССР.

Основной показатель оценки территории, где условия проживания и трудовая деятельность населения не требует каких-либо ограничений, установленная эквивалентная доза облучения, проживающего на ней населения не должна превышать 1мЗв/год. При превышении этой дозы проводятся защитные мероприятия, в том числе и отселение, очередность и этапы которого устанавливаются Белорусской национальной комиссией по радиационной защите населения.

Статья 4. Территория радиоактивного загрязнения – это та часть территории БССР, на которой имеется устойчивое загрязнение внешней среды радиоактивными веществами в результате катастрофы на ЧАЭС и где требуется проведение специальных защитных мер (плотность загрязнения почв Cs-137, Sr-90, Pu-238,239,240,241 соответственно 1,0; 0,15;),01 Ки/км² и больше). Вся территория по плотности загрязнения делится на 3 зоны:

1. Зона эвакуации – территория вокруг ЧАЭС, с которой в 1986 г. эвакуировано население (30-км зона и территории, где загрязненность Sr-90 превысила 3,0 Ки/км², и Pu-238,239,240,241 – 1,0 Ки/км²).
2. Зона первоочередного отселения – территория с плотностью загрязнения Cs-137 > 40 Ки/км², Sr-90 > 30,0 Ки/км² и Pu-238,239,240,241 > 0,1 Ки/км².

3. Зона последующего отселения – территория с плотностью загрязнения почв: Cs-137 от $15 \div 40$ Ки/км², Sr-90 $2 \div 3$ Ки/км², Pu-238,239,240,241 $0,05 \div 0,1$ Ки/км², где доза облучения > 5 мЗв/год.
4. Зона с правом на отселение – территория с плотностью загрязнения почв Cs-137 $5 \div 15$ Ки/км², Sr-90 $0,2 \div 2$ Ки/км², Pu-238,239,240,241 $0,01 \div 0,05$ Ки/км², где доза облучения > 1 мЗв/год.
5. Зона проживания с периодическим радиационным контролем – территория с плотностью загрязнения почв Cs-137 $1 \div 5$ Ки/км², где доза не превышает 1 мЗв/год.

Населенные пункты, в которых доза облучения превышает 1 мЗв/год, в зависимости от величины дозовой нагрузки могут быть отнесены к зоне последующего отселения, или к зоне с правом на отселение.

Статья 5. Отнесение территории к вышеназванным зонам осуществляется Советом Министров БССР на основании данных по плотности загрязненности почв радионуклидами, утвержденных Белорусским республиканским управлением по гидрометеорологии.

Статья 7. Резэвакуация населения происходит исключительно добровольно после снижения радиоактивного фона до уровня, обеспечивающего условия жизни без ограничений. Решение о резэвакуации принимает Совет Министров БССР по заключению национальной комиссии по радиационной защите населения.

Статья 11. *Граждане БССР (РБ) имеют право на получение полной, своевременной и достоверной информации об уровнях загрязненности территории радиоактивными веществами, о степени загрязненности радиоактивными веществами продуктов питания и других товаров народного потребления, о требованиях режима радиационной безопасности.*

Позже в этот закон был внесен ряд изменений. Самое существенное изменение затрагивает статью 4 и 5:

– отнесение территорий к зонам радиоактивного загрязнения и установление границ этих зон осуществляет Совет Министров РБ;

– территории, на которых среднегодовая эффективная доза может составить $1 \div 5$ мЗв/год относятся к зоне последующего отселения, или к зоне с правом на отселение;

– список населенных пунктов и объектов, находящихся в зоне радиоактивного загрязнения, определяется в зависимости от радиоактивной обстановки и с учетом иных факторов и пересматриваются СМ РБ не реже одного раза в 5 лет.

Закон РБ «О правовом режиме территорий, подвергнутых радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на ЧАЭС». Закон в значительной степени дублирует предыдущий. В целом он полностью регламентирует любой род деятельности на загрязненных радионуклидами территориях. В том числе: порядок проверки и контроля, произведенной продукции, ответственность за некачественную или заряженную радионуклидами продукцию и т.д.

Закон РБ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

В законе также есть статьи, затрагивающие проблемы радиационной безопасности.

Закон РБ «О радиационной безопасности населения». Принят Палатой представителей 16 декабря 1997 года. Одобрен Советом Республики 20 декабря 1997 года.

Настоящий Закон определяет основы правового регулирования в области обеспечения радиационной безопасности населения, направлен на создание условий, обеспечивающих охрану жизни и здоровья людей от вредного воздействия ионизирующего излучения.

В общих положениях приведены основные понятия и определения физических величин, применяемых в радиационной безопасности:

Статья 1. Основные понятия

радиационная безопасность населения – состояние защищенности настоящего и будущих поколений людей от вредного воздействия ионизирующего излучения;

ионизирующее излучение - излучение, которое создается при радиоактивном распаде, ядерных превращениях, торможении заряженных частиц в веществе и образует при взаимодействии со средой ионы разных знаков;

источник ионизирующего излучения - устройство или радиоактивное вещество, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение;

естественный радиационный фон - доза излучения, создаваемая космическим излучением и излучением природных радионуклидов, естественно распределенных в земле, воде, воздухе, других элементах биосферы, пищевых продуктах и организме человека;

техногенно измененный радиационный фон - естественный радиационный фон, измененный в результате деятельности человека;

эффективная доза - величина воздействия ионизирующего излучения, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения организма человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности;

санитарно-защитная зона - территория вокруг источника ионизирующего излучения, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации данного источника может превысить установленный предел дозы облучения для населения. В санитарно-защитной зоне запрещается постоянное и временное проживание людей, вводится режим ограничения хозяйственной деятельности и проводится радиационный контроль;

зона наблюдения - территория за пределами санитарно-защитной зоны, на которой производится радиационный мониторинг;

работники (персонал) - физические лица, работающие с источниками ионизирующего излучения или находящиеся по условиям работы в зоне их воздействия;

радиационная авария - потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью, повреждением оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями

или иными причинами, которые могли привести или привели к облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды сверх установленных норм;

практическая деятельность - виды деятельности, увеличивающие общее облучение граждан;

медицинское облучение - облучение граждан (пациентов) при медицинском обследовании и лечении;

вмешательство - мероприятие (действие), направленное на предотвращение либо снижение неблагоприятных последствий облучения или комплекса неблагоприятных последствий радиационной аварии.

Статья 2. Правовое регулирование в области обеспечения радиационной безопасности

Правовое регулирование в области обеспечения радиационной безопасности осуществляется настоящим Законом и иными нормативно-правовыми актами.

Иные нормативно-правовые акты не могут устанавливать нормы, снижающие требования к радиационной безопасности и гарантиям их обеспечения, установленные настоящим Законом.

Статья 3. Принципы обеспечения радиационной безопасности

Основными принципами обеспечения радиационной безопасности при практической деятельности являются:

принцип нормирования - непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения;

принцип обоснования - запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного превышающим естественный радиационный фон облучением;

принцип оптимизации - поддержание на достижимо низком уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения.

При радиационной аварии система радиационной безопасности населения основывается на следующих принципах:

уровни вмешательства должны обеспечивать предотвращение ранних и ограничение поздних медицинских последствий облучения;

предполагаемые мероприятия по ликвидации последствий радиационной аварии должны приносить больше пользы, чем вреда;

виды и масштаб деятельности по ликвидации последствий радиационной аварии должны быть реализованы таким образом, чтобы польза от снижения дозы ионизирующего излучения, за исключением вреда, причиненного указанной деятельностью, была максимальной.

Статья 11. Оценка состояния радиационной безопасности

Оценка состояния радиационной безопасности осуществляется по следующим основным показателям:

характеристика радиоактивного загрязнения окружающей среды;

анализ обеспечения мероприятий по радиационной безопасности и соблюдения норм, правил и гигиенических нормативов;
вероятность радиационных аварий и их предполагаемый масштаб;
степень готовности к эффективной ликвидации радиационных аварий и их последствий;

анализ доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников ионизирующего излучения;

число лиц, подвергшихся облучению сверх установленных пределов доз облучения.

Результаты оценки ежегодно заносятся в радиационно-гигиенические паспорта пользователя источников ионизирующего излучения.

Оценка состояния радиационной безопасности проводится при планировании и проведении мероприятий по обеспечению радиационной безопасности, анализе эффективности указанных мероприятий органами государственной власти, местными Советами депутатов, а также пользователем источников ионизирующего излучения.

Порядок разработки радиационно-гигиенических паспортов утверждается Советом Министров Республики Беларусь.

Статья 17. Защита населения и работников (персонала) от радиационной аварии

Пользователь источников ионизирующего излучения несет полную ответственность за причиненные вред здоровью граждан и убытки их имуществу.

Пользователь источников ионизирующего излучения обязан иметь:
перечень потенциальных радиационных аварий с прогнозом их последствий и прогнозом радиационной обстановки;

критерии принятия решений при возникновении радиационной аварии;

план мероприятий по защите работников (персонала) и населения от радиационной аварии и ее последствий, согласованный с местными Советами депутатов, государственными органами, осуществляющими управление, надзор и контроль в области обеспечения радиационной безопасности;

средства для оповещения населения и работников (персонала), а также средства обеспечения ликвидации последствий радиационной аварии;

медицинские средства профилактики радиационных поражений и средства оказания медицинской помощи пострадавшим при радиационной аварии;

аварийно-спасательные формирования, создаваемые из числа работников (персонала).

Статья 19. Нормирование облучения граждан, привлекаемых для ликвидации последствий радиационной аварии

Повышенное облучение граждан, привлекаемых для ликвидации последствий радиационной аварии, аварийно-спасательных работ и дезактивации, может быть обусловлено необходимостью спасения людей и предотвращения еще большего их облучения. Облучение граждан, привлекаемых к ликвидации последствий радиационных аварий, не должно превышать более чем в 10 раз среднегодовое значение основных гигиенических нормативов облучения для работников (персонала), установленных статьей 8 настоящего Закона.

Повышенное облучение граждан, привлекаемых для ликвидации последствий радиационных аварий, допускается один раз за период их жизни при предварительном информировании о возможных дозах облучения, риске для здоровья и добровольном их согласии.

Виды и размеры компенсаций за повышенный риск и причинение вреда здоровью граждан, привлекаемых для выполнения указанных работ, устанавливаются законодательством Республики Беларусь.

Статья 20. Право граждан Республики Беларусь, иностранных граждан и лиц без гражданства на радиационную безопасность

Граждане Республики Беларусь, иностранные граждане и лица без гражданства имеют право на радиационную безопасность. Это право обеспечивается за счет проведения комплекса мероприятий по предотвращению радиационного воздействия на организм человека ионизирующего излучения сверх установленных нормативов, выполнения гражданами и пользователем источников ионизирующего излучения требований по обеспечению радиационной безопасности.

Статья 21. Право граждан и общественных объединений на получение информации

Граждане, общественные объединения имеют право на получение от пользователя источников ионизирующего излучения полной, достоверной и своевременной информации о радиационной обстановке и принимаемых мерах по обеспечению радиационной безопасности в пределах выполняемых ими функций.

Статья 24. Социальная защита граждан, проживающих на территории зоны наблюдения

Граждане, проживающие на территории зоны наблюдения, где существует возможность превышения установленных настоящим Законом основных пределов доз, имеют право на социальную защиту. Порядок предоставления мер социальной защиты устанавливается законодательством Республики Беларусь.

Статья 25. Право граждан на возмещение причиненных вреда здоровью и убытков их имуществу в результате облучения ионизирующим излучением, а также радиационной аварии

Граждане имеют право на возмещение причиненных вреда здоровью и убытков их имуществу в результате облучения ионизирующим излучением сверх установленных основных пределов доз в соответствии с законодательством Республики Беларусь.

В случае радиационной аварии граждане имеют право на возмещение причиненных вреда здоровью и убытков их имуществу в соответствии с законодательством Республики Беларусь.

Статья 26. Обязанности граждан Республики Беларусь, иностранных граждан и лиц без гражданства в области обеспечения радиационной безопасности

Граждане Республики Беларусь, иностранные граждане и лица без гражданства обязаны:

соблюдать требования по обеспечению радиационной безопасности;

принимать участие в реализации мероприятий по обеспечению радиационной безопасности;

выполнять требования государственных органов, осуществляющих управление, надзор и контроль в области радиационной безопасности.

Статья 27. Ответственность за невыполнение или нарушение требований по обеспечению радиационной безопасности

Лица, виновные в невыполнении или нарушении требований по обеспечению радиационной безопасности, несут ответственность в соответствии с законодательством Республики Беларусь.

Статья 28. Международные договоры

Если международными договорами установлены иные правила, чем те, которые предусмотрены настоящим Законом, то применяются правила международных договоров.

Иные документы. На основании приведенного выше закона разработаны нормы радиационной безопасности, по которым живет страна. Они утверждены Постановлением Главного государственного санитарного врача РБ от 25 января 2000 г. и называются НРБ -2000. В этом документе, как и в законе, приведены определения всех применяемых в радиационной безопасности терминов и физических величин. Приведены значения минимальных доз облучения для персонала и населения, тканевые коэффициенты, радиационно допустимые уровни содержания радионуклидов в продуктах питания (РДУ-2000) и т.д.

Другой важный документ – основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСП – 2002). Утверждены Постановлением Главного государственного санитарного врача РБ от 22 февраля 2002 г. Правила являются документом, регулирующим требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при условиях облучения от источников ИИ, на которые распространяется действие НРБ – 2000.

Правила являются обязательными для выполнения на территории РБ всеми юридическими и физическими лицами, не зависимо от их подчиненности и форм собственности, в результате действия которых возможно облучение людей. На основании последних двух документов и закона о радиационной безопасности населения разрабатываются методики по измерению активности различных материалов и продуктов, для которых требуется государственный контроль. Все методики возведены в ранг СТБ (стандарт РБ) и включают в себя и методику отбора проб для измерения активности и само измерение.

Приборы, на которых проводятся измерения, должны быть аттестованы Институтом метрологии и стандартизации. Если определяется активность нового материала, то для измерения адаптируется методика наиболее похожего материала и новая версия методики утверждается в Государственным комитете по стандартизации, метрологии и сертификации. Причем, предварительно ее надо согласовать с Главным санитарным врачом РБ, с Проматомнадзором, с министерством, продукция которого проверяется.

Основные Международные организации, занимающиеся проблемами радиационной безопасности.

1. Международное агентство по атомной энергии – МАГАТЭ, образовано в 1957 г. в соответствии с решением Генеральной Ассамблеи ООН. Единственная в мире международная организация, занимающаяся вопросами мирного использования ядерной энергии. 115 членов. Управляющий орган – генеральная конференция и совет управляющих (представители 35 государств). Резиденция – Вена.

2. Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям (МКРЕИ), 1925 г., Лондон, 12 членов. Сотрудничает с МАГАТЭ, ВОЗ и т.д.

3. Всемирная организация здравоохранения, 1946 г., 188 членов.

4. Международная организация радиационной защиты – МАРЗ, 1966 г., Рим, 36 членов.

5. Международная комиссия по радиационной защите –МКРЗ, 1928 г., Стокгольм, 20 членов.

6. Научный комитет ООН по действию атомной радиации НКДАР, X сессия Генеральной Ассамблеи ООН, 1955 г., 22 члена.

Лекция 13

Развитие ядерной энергетики в Республике Беларусь. Требования в области охраны окружающей среды. Выбор типа реактора АЭС. Основные критерии и принципы безопасности. Генеральный план Белорусской АЭС.

Первый атомный реактор в Белоруссии был построен в поселке Сосны под Минском.

Проект строительства Белорусской АЭС впервые рассматривался в конце 1960-х — начале 1970-х годов. Предлагалось построить её на берегу [озера Снуды](#) в Браславском районе Витебской области или у посёлка [Брожа](#) в Бобруйском районе Могилёвской области. В 1971 году ЦК КПСС и Совет Министров СССР поддержали строительство АЭС на Снудской площадке, но в следующем году Минэнерго и Минсредмаш СССР добились переноса на более благоприятную с геологической и экономической точек зрения площадку на литовском берегу [озера Дрисвяты](#), где построили [Игналинскую АЭС](#).

В конце 1970-х — 1980-х годов рост потребностей в электроэнергии вновь сделал актуальным вопрос о строительстве АЭС. Рассматривались варианты её размещения в Берёзовском и Столинском районах Брестской, Рогачёвском районе Гомельской, Витебском, Оршанском и Чашникском районах Витебской области, но по ряду причин выбор был сделан в пользу новой площадки на берегу озера [Селява](#) в Крупском районе Минской области.

В 1983 году в [Руденске](#), недалеко от Минска, началось строительство [Минской АТЭЦ](#): союзные власти рекомендовали расширять именно её, а Белорусскую АЭС строить позже. В 1988 году, после [аварии на Чернобыльской АЭС](#), от строительства АЭС отказались под давлением общественности^[7]. На площадке в Руденске была возведена [Минская ТЭЦ-5](#).

Вопрос о строительстве в Белоруссии АЭС прорабатывался и в начале 1990-х годов. [Национальной академией наук](#) было определено более 70 потенциальных площадок для размещения станции. В дальнейшем многие площадки отсеялись по различным причинам. В результате, когда в 2006 году к вопросу о

строительстве АЭС вернулись, было определено 4 возможных варианта размещения станции:

- Краснополянская площадка ([53°34'56" с. ш. 30°42'28" в. д.](#)^{HGЯО})^[9]
- Кукшиновская площадка ([54°19'45" с. ш. 30°45'17" в. д.](#)^{HGЯО})^[10]
- Верхнедвинская площадка (в качестве резервной).
- Островецкая площадка (также вначале рассматривалась в качестве резервной) ([54°45'25" с. ш. 26°05'34" в. д.](#)^{HGЯО})

В декабре 2008 года в качестве места строительства определена [Островецкая](#) площадка.

Участвовать в строительстве, кроме России, были готовы ряд стран ([Франция](#), [США](#), [Китай](#), [Чехия](#) и др.)

Белорусской стороной было сделано предложение [Китаю](#) и [США](#) поучаствовать в строительстве АЭС. Посол России в Белоруссии [А. Суриков](#) озвучил следующую позицию: «Участие американцев в строительстве АЭС я исключая [по политическим мотивам](#). Если к финансированию строительства АЭС подключится Китай, у меня есть сомнения, что Россия будет участвовать в реализации проекта.»

Макет Белорусской АЭС в Музее современной белорусской государственности

15 марта 2011 года, в ходе визита премьер-министра России [В. Путина](#) в Минск, было объявлено о подписании соглашения о сотрудничестве в строительстве АЭС, были даны гарантии кредитования.

Предполагалось, что проект Белорусской АЭС может оказаться невыгоден России, так как Польша, Литва, Белоруссия и [Калининградская область](#) имеют планы построить в ближайшие годы атомную станцию (к 2016 году российская сторона предполагала ввести в эксплуатацию [Балтийскую АЭС](#) под Калининградом (отчасти будет конкурировать в экспорте электроэнергии), но в 2013 году строительство Балтийской АЭС было приостановлено, однако позже [С. Кириенко](#) заявил, что проект будет реализован с переносом срока сдачи в эксплуатацию (на 2019 — подобные разговоры уже не ведутся); проект [Висагинской АЭС](#) также заморожен)^[16]. Тем не менее, 11 октября 2011 ЗАО «Атомстройэкспорт» и ГУ «Дирекция строительства атомной электростанции» (Белоруссия) подписали контрактное соглашение по сооружению энергоблоков № 1 и № 2 АЭС на Островецкой площадке в Гродненской области.

При [экономическом обосновании](#) строительства АЭС ожидалось, что электропотребление в Белоруссии к 2020 году значительно вырастет и достигнет 47 млрд кВт•ч, но к 2016 году этот прогноз был пересмотрен до 39,9 млрд кВт•ч, что создало потребность в дополнительных мерах по обеспечению баланса электрических мощностей (изыскивание возможностей [экспорта](#)).



Общая стоимость строительства оценивается приблизительно в 9 млрд [долларов](#): 6 млрд на строительство [энергоблоков](#) и 3 млрд на создание инфраструктуры: жилого городка для работников АЭС, подъездных [железнодорожных путей](#), [линий электропередачи](#) и прочее¹.

Предполагаемый срок [окупаемости](#) — 15—20 лет.

В связи с отсутствием достаточных финансов на строительство АЭС у белорусской стороны, предполагалось получение [кредита](#) у России в размере 6 млрд долл. Позднее, в 2009 году, Белоруссия запросила кредит в 9 млрд долл. — дополнительные 3 млрд долл. необходимы для строительства инфраструктуры; причём все средства — свободными деньгами. Российская сторона выразила сомнения в возможности Белоруссии обслуживать кредит, а также в целевом расходовании средств на строительство АЭС, а не на поддержание [экономики Белоруссии](#). В связи с этим российской стороной было внесено предложение о необходимости создания из станции [совместного предприятия](#), но белорусская сторона с данным предложением не согласилась.

Согласно соглашению о сотрудничестве в строительстве АЭС, заключённому в 2011 году, Россия обязалась предоставить Белоруссии кредит на сумму 10 млрд долл.; генеральным проектировщиком и подрядчиком выступит «группа компаний ASE», оборудование предполагается закупать на открытых торгах. Кредит России составил 90 % от суммы строительства АЭС, остальные 10 % предоставляет Белоруссия. Погашение кредита начнётся через полгода после ввода АЭС в эксплуатацию (но не позже 1 апреля 2021 года) и будет осуществляться в долларах до 2035 года равными долями каждые полгода. На половину использованной части кредита начисляется 5,23 % годовых, на вторую — плавающая ставка [LIBOR](#) (около 1 % или меньше) + 1,83 % годовых. Ежегодные платежи по этому кредиту в 2021—2035 годах оцениваются в 1 млрд долларов.

В апреле 2019 года начаты переговоры об увеличении срока кредита с 25 до 35 лет (с момента сдачи строительства АЭС) и уменьшении [процентной ставки](#).

Запланировано, что на станции будет два [энергоблока](#) с реакторами типа [ВВЭР-1200](#) (В-491) мощностью до 1200 МВт каждый. Проектируемая мощность АЭС составляет 2,4 тыс. МВт.

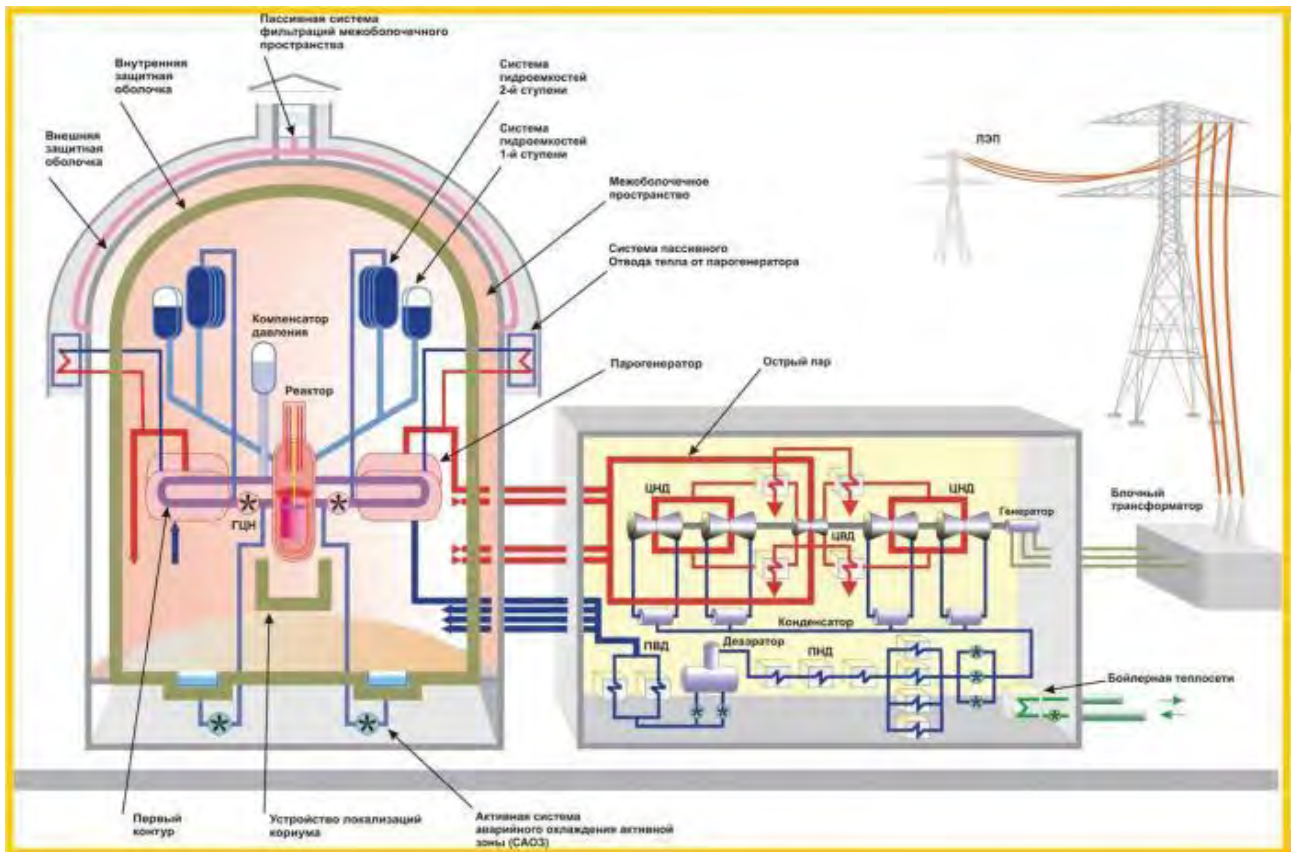
Энергоблок	Тип реакторов	Мощность		Начало строительства	Подключение к сети	Ввод в эксплуатацию	Закрытие
		Чистый	Брутто				
Беларусь-1 (план)	ВВЭР-1200/491	1110 МВт	1194 МВт	06.11.2013		2020 год (план) ^[11]	
Беларусь-2 (план)	ВВЭР-1200/491	1110 МВт	1194 МВт	03.06.2014 ^[94]		июль 2020 (план)	

В качестве топлива будут использованы стандартные [тепловыделяющие сборки](#) производства [ОАО ТВЭЛ](#), с обогащением 3,8—4,5 %, профилированные гадолинием. Топливная кампания составит 5—6 лет, после чего топливо будет храниться в бассейне выдержки на АЭС примерно 5—10 лет, до снижения остаточного тепловыделения до приемлемого уровня. Затем топливо будет погружено в транспортно-упаковочные контейнеры и вывезено на предприятия [ОАО ТВЭЛ](#) для переработки в новое топливо

Межправительственным соглашением Белоруссии и России предусмотрена гарантия поставки топлива в течение всего срока эксплуатации АЭС и возврат отработавшего топлива российского производства. Отработавшее топливо от других поставщиков не забирается.

Оценка воздействия на окружающую среду (ОВОС) белорусской АЭС выполнена в соответствии с требованиями природоохранного законодательства и технических нормативных правовых актов, действующих в Республике Беларусь, а также с учетом рекомендаций Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ).

Схема энергоблока и системы безопасности Проект АЭС-2006 отличается повышенными характеристиками безопасности и технико-экономическими показателями и полностью соответствует международным нормам и рекомендациям МАГАТЭ.



В проекте применяются самые современные средства и системы безопасности: четыре канала систем безопасности (дублирующие друг друга), устройство локализации расплава, двойная защитная оболочка здания реактора, система удаления водорода, системы пассивного отвода тепла; предусмотрена защита станции от разнообразных внешних воздействий.

Высокая степень безопасности Белорусской АЭС обеспечена множеством факторов. Основные из них – это принцип самозащитенности реакторной установки, наличие нескольких барьеров безопасности и многократное дублирование каналов безопасности. Необходимо отметить также применение активных (то есть требующих вмешательства человека и наличия источника энергоснабжения) и пассивных (не требующих вмешательства оператора и источника энергии) систем безопасности.

Система безопасности современных российских АЭС состоит из четырех барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду.

Первый – это топливная матрица, предотвращающая выход продуктов деления под оболочку тепловыделяющего элемента.

Второй – сама оболочка тепловыделяющего элемента, не дающая продуктам деления попасть в теплоноситель главного циркуляционного контура.

Третий - главный циркуляционный контур, препятствующий выходу продуктов деления под защитную герметичную оболочку.

Наконец, четвертый – это система защитных герметичных оболочек (контainment), исключающая выход продуктов деления в окружающую среду.

Если что-то случится в реакторном зале, вся радиоактивность останется внутри этой оболочки. Контейнмент выдерживает внутреннее давление в 5 кг/см² и внешнее воздействие от ударной волны, создающей давление 30 кПа, и падающего самолета. То есть если предположить, что вся поданная в реактор вода превратится в пар и, как в гигантском чайнике, будет давить изнутри на крышку, то оболочка выдержит и это колоссальное давление.

Таким образом, купол энергоблока находится как бы в постоянной готовности принять удар изнутри. Для этого оболочка выполнена из «предварительно напряженного бетона»: металлические тросы, натянутые внутри бетонной оболочки, придают дополнительную монолитность конструкции, повышая ее устойчивость.

Объем контейнмента довольно большой – 75 тыс. куб. метров, риск скопления в нем водорода во взрывоопасной концентрации значительно меньше, чем на АЭС «Фукусима-1».

В случае аварии для снижения давления пара внутри защитной оболочки установлена «спринклерная система», которая из-под купола блока разбрызгивает раствор бора и других веществ, препятствующих распространению радиоактивности. Там же ставятся рекомбинаторы водорода, не позволяющие этому газу скапливаться и исключают возможность взрыва.

2. ПРАКТИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ

Лабораторные работы

Работа №1. Изучение углового распределения космических лучей
Оборудование: телескопический счетчик для регистрации совпадений, секундомер, декатронный счетчик импульсов.

Контрольные вопросы

1. Какие частицы составляют первичное космическое излучение?
2. Какие частицы входят в жесткую компоненту?
3. Чем определяется жесткость компоненты космического излучения?
4. Как изменяется состав космических лучей при прохождении их через атмосферу?
5. Какие частицы регистрирует космический «телескоп»?
6. Замечается ли угловая зависимость космического излучения при измерении за атмосферой?
7. Почему при изучении углового распределения космического излучения используют установку со счетчиками, включенными в схему совпадений?
8. Какие мезоны распадаются на два гамма-кванта?
9. На какие частицы распадаются заряженные пи-мезоны?
10. Запишите закон изменения интенсивности космического излучения от угла относительно вертикального направления.

Работа №2. Дозиметрия ионизирующих излучений
Оборудование: радиометр комбинированный смешанного применения бытовой РКСБ-104.

Контрольные вопросы

1. Что такое ионизация и ионизирующее излучение?
2. Назовите виды излучений (их состав).
3. В чем различие механизмов непосредственной и косвенной ионизации вещества излучением?
4. Дайте определение линейной плотности ионизации (ЛПИ). Приведите значения ЛПИ, скоростей, пробегов в воздухе и органической ткани для альфа-, бета- и гамма-излучений.
5. Дайте определения основных дозиметрических величин и их единиц.
6. Для чего вводится взвешивающий коэффициент (коэффициент качества излучения)? Чему он равен для основных видов излучения?
7. Для чего вводится взвешивающий коэффициент (коэффициент радиационного риска) для тканей (органов)?
8. Поясните связь между дозиметрическими и радиометрическими величинами.
9. Как и какие дозиметрические и радиометрические величины можно измерить прибором РКСБ-104?

Работа №3. Определение мощности экспозиционной дозы
Оборудование: дозиметрические приборы “Мастер-1” и АНРИ 01-02
“Сосна”

Контрольные вопросы

1. Какие излучения называются ионизирующими?
2. Назовите методы регистрации ионизирующих излучений.
3. Каковы основные принципы работы дозиметрической и радиометрической аппаратуры.
4. Область применения различных видов приборов, предназначенных для регистрации радиоактивных излучений.
5. В каких единицах измеряется плотность потока бета-частиц.
6. Допустимые уровни загрязненности одежды.

Работа №4. Изучение работы индивидуального дозиметра
Оборудование: прибор комбинированный ркс-107

Контрольные вопросы

1. Назовите основные типы ионизирующего излучения.
2. Какие величины характеризуют меру воздействия излучения на вещество, в каких единицах они измеряются?
3. Для чего вводится понятие коэффициента качества излучения?
4. Что характеризуют активность и объемная активность вещества? В каких единицах они измеряются?
5. Каковы предельно допустимые дозы излучений для различных групп населения?
6. Какие материалы используются для защиты от различных видов излучений?
7. Расскажите об устройстве и принципе действия дозиметров.

Работа №5. измерение содержания Cs-137 и Sr -90 в пробах.
Оборудование: гамма-радиометр РУГ-91 «АДАНИ», γ , β – спектрометр МКС-АТ1315.

Контрольные вопросы

1. Для каких измерений предназначен гамма-радиометр РУГ-91? Его принцип действия.
2. Как учитывается влияние фона при измерении активности?
3. Каким образом происходит сортировка активности радионуклидов цезия-134, цезия-137 и природного изотопа калия-40?
4. Когда необходимо использовать 20-минутный режим измерения активности проб?

5. Как оценить полученный результат, если количество пробы недостаточно для проведения измерений?
6. Что необходимо сделать, если удельный вес пробы существенно отличается от единицы?
7. Основные источники облучения населения.
8. Какие нормативные документы регламентируют допустимые пределы доз облучения всего населения и персонала радиационно-опасных объектов?
9. Что такое Республиканские допустимые уровни (РДУ)? Какие радионуклиды нормируются и почему?

Работа №6. изучение γ , β – спектрометра (МКС-АТ1315) и радиометра.
Оборудование: γ , β – спектрометр (МКС-АТ1315)

Контрольные вопросы

1. Какие методы определения активности вы знаете? Их сущность.
2. Ядра каких элементов образуются при радиоактивном распаде стронция-90 и итрия-90?
3. Назовите основные пути поступления радионуклидов в организм человека?
4. Перечислите основные источники поступления радиоактивного стронция в организм человека?
5. Какой метод регистрации бета-излучения используется в работе?
6. На каком принципе действия основана работа γ , β – спектрометра МКС-АТ1315
7. Как распределяются радионуклиды цезий-137 и стронций-90 в организме человека?

Работа №7. Определение удельной и объёмной активностей «слабоактивных» образцов.

Оборудование: радиометр комбинированный смешанного применения бытовой РКСБ-104, γ , β – спектрометр МКС-АТ1315.

Контрольные вопросы

1. Что такое активность источника и его единицы измерения.
2. Понятие удельной, объёмной, поверхностной активности и их единицы измерения.
3. Причины и источники радиоактивного загрязнения почвы, леса
4. Являются ли термины «активность» и «радиоактивность» эквивалентными?
5. Как связаны единицы активности Бк и Ки?
6. Что называется постоянной распада?
7. По какому закону изменяется активность радиоактивного источника во времени?

Работа №8. Определение содержания Sr -90 в жидкостях.
Оборудование: γ , β – спектрометр МКС-АТ1315

Контрольные вопросы

1. Для каких измерений предназначен гамма-радиометр γ , β – спектрометр МКС-АТ1315? Его принцип действия.
2. Для чего перед измерением активности проб контролируется радиационный фон?
3. Какими способами можно снизить содержание радионуклидов Cs-137 и Sr-90 (K-40) в продуктах питания?
4. Почему известкование почв и внесение фосфорных и калийных удобрений снижает поступление радионуклидов в растения?
5. Назовите основные пути миграции радионуклидов в биосфере.
6. За счет каких процессов содержание радионуклидов в почве может уменьшаться?
7. Что понимается под внешним и внутренним облучением?
8. За счет какого вида излучения формируется внешнее облучение?
9. Какие виды излучений наиболее опасны при внутреннем облучении живых организмов?

Задачи

Задача №1. Вычислить толщину слоя половинного ослабления $x_{1/2}$ параллельного пучка γ -излучения для воды, если линейный коэффициент ослабления $\mu=0,047 \text{ см}^{-1}$.

Решение. При прохождении γ -излучения через слой вещества происходит их поглощение за счет трех факторов: фотоэффекта, эффекта Комптона и образования пар (электрон — позитрон). В результате действия этих трех факторов интенсивность γ -излучения экспоненциально убывает в зависимости от толщины слоя:

$$I = I_0 e^{-\mu x}. \quad (1)$$

Пройдя поглощающий слой толщиной, равной толщине слоя половинного ослабления $x_{1/2}$, пучок γ -излучения будет иметь интенсивность $I = I_0/2$. Подставив значения I и x в формулу (1), получим $I_0/2 = I_0 e^{-\mu x_{1/2}}$, или после сокращения на I_0

$$1/2 = e^{-\mu x_{1/2}}.$$

Прологарифмировав последнее выражение, получим искомое значение толщины слоя половинного ослабления:

$$x_{1/2} = \ln 2/\mu. \quad (2)$$

Подставив в формулу (2) значения μ и $\ln 2$, найдем $x_{1/2}$

$$x_{1/2} = 14,7 \text{ см}.$$

Таким образом, слой воды толщиной в 14,7 см снижает интенсивность γ -излучения в два раза.

Задача №2. Точечный радиоактивный источник ^{60}Co находится в центре свинцового сферического контейнера с толщиной стенок $x=1 \text{ см}$ и наружным радиусом $R=20 \text{ см}$. Определить максимальную активность A_{\max} источника, который можно хранить в контейнере, если допустимая плотность потока $J_{\text{доп}}$ γ -фотонов при выходе из контейнера равна $8 \cdot 10^6 \text{ с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$. Принять, что при каждом акте распада ядра ^{60}Co испускается $n=2$ γ -фотона, средняя энергия которых $\langle \epsilon \rangle = 1,25 \text{ МэВ}$. Линейный коэффициент ослабления для фотонов с энергией $\langle \epsilon \rangle = 1,25 \text{ МэВ}$ принять равным $\mu = 0,64 \text{ см}^{-1} = 64 \text{ м}^{-1}$

Решение. Активность радиоактивного источника связана с потоком излучения γ -фотонов соотношением $\Phi = An$, где n — число γ -фотонов, испускаемых при одном акте распада, откуда

$$A = \Phi/n. \quad (1)$$

Поток Φ , входящий в эту формулу, выразим через плотность потока. Плотность потока на расстоянии R от точечного источника излучений

$$J_1 = \Phi / (4\pi R^2). \quad (2)$$

После прохождения излучений через свинцовую стенку контейнера плотность потока уменьшится и выразится соотношением $J_2 = J_1 e^{-\mu x}$. Выразив отсюда J_1 и подставив в формулу (2), найдем

$$J_2 e^{\mu x} = \Phi / (4\pi R^2),$$

откуда

$$\Phi = 4\pi R^2 J_2 e^{\mu x}.$$

Подставив выражение Φ в (1), получим

$$A = 4\pi R^2 J_2 e^{\mu x} / n.$$

Если в полученной формуле принять $J_2 = J_{\text{доп}}$, то эта формула будет выражать искомую максимальную активность источника, который можно хранить в контейнере:

$$A_{\text{max}} = 4\pi R^2 J_{\text{доп}} e^{\mu x} / n. \quad (3)$$

По графику на рис. 42.1 находим, что линейный коэффициент ослабления μ для γ -фотонов с энергией $\varepsilon = 1,25$ МэВ равен $0,64 \text{ см}^{-1}$.

Выразим величины, входящие в формулу (3), в единицах СИ и, выполнив вычисления, получим

$$A = 3,8 \text{ МБк}.$$

Задача №3. Космическое излучение на уровне моря на экваторе образует в воздухе объемом $V = 1 \text{ см}^3$ в среднем $N = 24$ пары ионов за время $t_1 = 10 \text{ с}$. Определить экспозиционную дозу X , получаемую человеком за время $t_2 = 1 \text{ год}$.

$$V = 1 \text{ см}^3 = 1 \cdot 10^{-6} \text{ м}^3$$

$$N = 24$$

$$t_1 = 10 \text{ с}$$

$$t_2 = 1 \text{ год} = 1 \cdot 24 \cdot 3600 \cdot 365 = 31,536 \cdot 10^6 \text{ с}.$$

$$\rho_{\text{воздуха}} = 1,29 \text{ (кг/м}^3\text{)}$$

$X = ?$

Решение. Экспозиционную дозу, получаемую человеком, можно выразить по формуле

$$X = \dot{X} t_2, \quad (1)$$

где \dot{X} — мощность экспозиционной дозы излучения.

Мощность дозы $\dot{X} = Q / (m t_1)$, где Q — заряд ионов одного знака, образуемых излучением за время t_1 в воздухе массой m . Масса воздуха может быть найдена как произведение плотности ρ воздуха на его объем V : $m = \rho V$. Заряд всех ионов одного знака найдем, помножив элементарный заряд на число ионов: $Q = |e| N$.

Формула (1) с учетом выражений \dot{X} , m и Q примет вид

$$X = \dot{X} t_2 = \frac{Q}{m t_1} t_2 = \frac{|e| N t_2}{\rho V t_1}. \quad (2)$$

Выразим величины, входящие в формулу (2), в единицах СИ и, выполнив вычисления, получим

$$X = 9,41 \text{ мкКл/кг.}$$

Задача №4. Мощность экспозиционной дозы γ -излучения на расстоянии 1 м от точечного источника составляет $X = 2,15 \cdot 10^{-7}$ Кл/(кг·с). Определить минимальное расстояние от источника, на котором можно ежедневно работать по 6 часов без защиты. Считать, что в году 230 рабочих дней, а предельно допустимая поглощенная доза $D_{пр}$ для персонала составляет $5 \cdot 10^{-2}$ Гр в течении года.

Дано:

$$\begin{aligned} \dot{X} &= 2,15 \cdot 10^{-7} \frac{\text{Кл}}{\text{кг} \cdot \text{с}} \\ t_1 &= 6 \text{ ч} = 14400 \text{ с} \\ n &= 230 \text{ дней} \\ D_{пр} &= 5 \cdot 10^{-2} \text{ Гр/год} \\ R_{min} &=? \end{aligned}$$

Решение

Экспозиционная доза за год:

$$X = \dot{X} \cdot t = \dot{X} \cdot t_1 \cdot n = 2,15 \cdot 10^{-7} \cdot 14400 \cdot 230 = 1,07 \frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$$

Для решения задачи представим экспозиционную дозу в единицах СГС:

$$X = 1,07 \text{ (Кл/кг)} = 1,07 \cdot 3876 \text{ Р} = 4147 \text{ Р}$$

$$D_n = 5 \cdot 10^{-2} \text{ (Гр/год)} = 5 \text{ Рад/год.}$$

Согласно связи между экспозиционной дозой и поглощенной биологическими системами, выраженных в единицах СГС $X_{пр} = 5 \text{ Р}$. Тогда отношение:

$$\frac{X}{X_{пр}} = \frac{4147}{5} = 829.$$

Используем связь между активностью источника и МЭД:

$$\dot{X} = k_{\gamma} \frac{A}{r^2} \rightarrow X = \dot{X} \cdot t, \rightarrow \dot{X} = k_{\gamma} \frac{A}{r^2} \rightarrow X = \dot{X} \cdot t = k_{\gamma} \frac{A}{r^2}$$

$$\dot{X}_{np} = k_{\gamma} \frac{A}{r^2} \rightarrow X_{np} = \dot{X}_{np} \cdot t = k_{\gamma} \frac{A}{r^2}$$

$$\frac{X_{np}}{\dot{X}_{np}} = \frac{r_{\min}^2}{r^2}; \Rightarrow r_{\min} = r \sqrt{\frac{X}{X_{np}}} = 1\sqrt{829} \approx 29 \text{ м.}$$

Задача №5. Устанавіць сувязь паміж экспазіцыйнай і паглынутай дозамі.

Рашэнне:

Паколькі доза выпраменьвання прапацыйна падаючаму іанізуючаму выпраменьванню паміж паглынутай і экспазіцыйнай дозамі існуе прамапрапарцыйная залежнасць:

$$D = f \cdot X,$$

дзе f – пераходны каэфіцыент, які залежыць ад шэрагу прычын, перш за ўсе ад абпраменьваемага рэчыва і ад энергіі фатонаў. Прасцей за ўсе ўстанавіць значэнне гэтага каэфіцыента для паветра.

Няхай экспазіцыйная доза роўна 1 Р. Гэта значыць, што ў 1 см³ паветра ўзнікае зарад аднаго знака

$$\Delta q = 1 \text{ ГСГ}_q = \frac{1}{3} \cdot 10^{-9} \text{ Кл}$$

Колькасць зарадаў, альбо пар іонаў у адзінцы масы будзе $N_0 = \frac{N}{\Delta m}$, дзе $N = \frac{\Delta q}{e}$ – колькасць зарадаў у 1 см³ паветра, e – элементарны зарад, Δm – маса 1 см³ паветра.

У такім выпадку энергія для іанізацыі адзінкі масы паветра пры экспазіцыйнай дозе 1 Р роўна

$$E_0 N_0,$$

дзе $E_0 = 34 \text{ эВ} = 34 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$ – сярэдняя энергія іанізацыі адной “малекулы” паветра.

Масу 1 см³ паветра пры нармальных умовах можна знайсці з ураўнення Мендзялеева-Клапейрона:

$$\Delta m = \frac{PV\mu}{RT},$$

дзе $P = 1,01 \cdot 10^5 \text{ Па}$ – атмасферны ціск пры нармальных умовах, $V = 10^{-6} \text{ м}^3$ – аб’ём паветра у сістэме СІ, $\mu = 29 \cdot 10^{-3} \text{ кг/моль}$ – малярная маса паветра, R – універсальная газавая пастаянная, $T = 273 \text{ К}$ – абсалютная тэмпература пры нармальных умовах.

Гэта значыць, што ў 1 кг паветра паглынаецца энергія

$$E_0 \frac{\Delta q}{e} \frac{RT}{PV\mu} = 34 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \frac{1 \cdot 10^{-9}}{3 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19}} \frac{8,31 \cdot 273}{1,01 \cdot 10^5 \cdot 10^{-6} \cdot 29 \cdot 10^{-3}} = 88 \cdot 10^{-4} \text{ Дж/кг}$$

Паглынутая доза, якая роўна $88 \cdot 10^{-4}$ Дж/кг у паветры энергетычна эквівалентна 1Р.

Калі паглынутую дозу выразіць у радах, то $D = 0,88X$, $f = 0,88$, пры умове, што экспазіцыйная доза выражана у рэнтгенах.

Для вады і тканак чалавека $f = 1$.

Задача №6. Магутнасць экспазіцыйнай дозы γ -выпраменьвання на адлегласці 1 м ад пунктавай крыніцы складае $X = 2,15 \cdot 10^{-7}$ Кл/(кг·с). Вызначыць мінімальную адлегласць ад крыніцы, на якой можна штодзенна па 6 гадзін без сродкаў радыяцыйнай абароны. Лічыць, што ў годзе 230 рабочых дзен, а прэдельна дапушчальная доза D_{np} для персанала складае $5 \cdot 10^{-2}$ Гр на працягу года.

Дадзена:

$$\dot{X} = 2,15 \cdot 10^{-7} \frac{\text{Кл}}{\text{кг} \cdot \text{с}}$$

$$t_1 = 6 \text{ гадз} = 14400 \text{ с}$$

$$n = 230 \text{ дзен}$$

$$D_{np} = 5 \cdot 10^{-2} \text{ Гр/год}$$

$$r_{\min} = ?$$

Рашэнне:

Экспазіцыйная доза за год:

$$X = \dot{X} \cdot t = \dot{X} \cdot t_1 \cdot n = 2,15 \cdot 10^{-7} \cdot 14400 \cdot 230 = 1,07 \frac{\text{Кл}}{\text{кг}}$$

Для рашэння задачы прадставім экспазіцыйную дозу ў адзінках СГС:

$$X = 1,07 \text{ Кл/кг} = 1,07 \cdot 3876 \text{ Р} = 4147 \text{ Р}$$

$$D_n = 5 \cdot 10^{-2} \text{ 9Гр/год} = 5 \text{ Рад/год.}$$

Згодна сувязі паміж экспазіцыйнай і паглынутай біялагічнай сістэмай дозамі што выражаны ў адзінках СГС $X_{np} = 5\text{Р}$.

Тады адносіна:

$$\frac{X}{X_{np}} = \frac{4147}{5} = 829.$$

Выкарыстаем сувязь паміж актыўнасцю крыніцы і МЭД:

$$\begin{aligned} \dot{X} = k_\gamma \frac{A}{r^2} \rightarrow X = \dot{X} \cdot t, \rightarrow \dot{X} = k_\gamma \frac{A}{r_{\min}^2} \rightarrow X = \dot{X} \cdot t = k_\gamma \frac{A}{r^2} \\ \dot{X}_{np} = k_\gamma \frac{A}{r^2} \rightarrow X_{np} = \dot{X}_{np} \cdot t = k_\gamma \frac{A}{r^2} \end{aligned}$$

$$\frac{X}{X_{np}} = \frac{r_{\min}^2}{r^2}; \Rightarrow r_{\min} = r \sqrt{\frac{X}{X_{np}}} = 1 \sqrt{829} \approx 29 \text{ м.}$$

Адказ: 29 м.

Задача №7. Устанавіць сувязь паміж актыўнасцю крыніцы выпраменьвання і МЭД.

Рашэнне:

З крыніцы K γ -фатоны вылятаюць па ўсіх напрамках. Лік фатонаў, што пранізаюць адзінку плошчы паверхні нейкай сферы за адзінку часу, прапарцыйна актыўнасці крыніцы A адваротна прапарцыйна плошчы паверхні сферы ($4\pi r^2$). Магутнасць экспазіцыйнай дозы (X/t) у аб'ёме V на паверхні сферы залежыць ад колькасці фатонаў, паколькі менавіта яны і вызываюць іанізацыю. Вынік

$$\frac{X}{t} = k_\gamma \frac{A}{r^2},$$

дзе k_γ – гама-пастаянная, якая характэрна для разглядаемага радыенукліда.

Задача 8. Вылічыць масу, выкінутага ў навакольнае асяроддзе $^{137}_{55}\text{Cs}$, калі яго актыўнасць складала $78 \cdot 10^{15}$ Бк.

Рашэнне:

Кольсць распаўшыхся за нейкі час Δt атамаў ΔN вызначаецца формулай $\Delta N = \lambda N \cdot \Delta t$, а актыўнасць (колькасць атамаў, што распаліся за адзінку часу)

$$A = \frac{\Delta N}{\Delta t} = \lambda N = \lambda \frac{m}{\mu} N_A,$$

дзе $\lambda = \frac{\sqrt{2}}{T_{1/2}}$, $T_{1/2} = 30$ гадоў – перыяд паўраспада цэзія, m – маса выкінутага радыенукліда, $\mu = 137 \cdot 10^{-3}$ кг/моль – яго малярная маса, N_A – лік Авагадра.

Адкуль:

$$m = \frac{A \mu}{\lambda N_A} = \frac{T_{1/2} \cdot A \cdot \mu}{\ln 2 \cdot N_A} = \frac{30 \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \cdot 78 \cdot 10^{15} \cdot 137 \cdot 10^{-3}}{0,69 \cdot 6,02 \cdot 10^{23}} = 24 \text{ кг}$$

Адказ: 24 кг.

Задания по самостоятельной работы

п/п	№	Назва- ние темы, раздела	Кол- во часов на СРС	Задание	Форма вы- полнения
	1	2	3	4	5
1		Введе- ние: атомы,	2	домашние задания 1-9, 14, 15, 17]	контроль выполнения

	ядра, излучение. Обзор основных понятий и явлений ядерной физики.			внеаудиторных заданий
2	Ионизирующее излучение.	6	домашние задания 9-13	Контроль выполнения внеаудиторных заданий
3	Основы дозиметрии.	16	домашние задания 16-35, задачи 1-8	Контроль выполнения внеаудиторных заданий, тестирование по пройденным темам
4	Радиационный фон окружающей среды. Биологические эффекты ионизирующего излучения.	2	домашние задания 31-38	устное собеседование, коллоквиум
5	Использование ионизирующего излучения.	2	домашние задания 43-46	устное собеседование, коллоквиум
6	Проблемы ядерной энергетики.	2	домашние задания 47-50	устное собеседование, коллоквиум
7	Испытания ядерного оружия.	2	домашние задания 50-54	блиц-опрос по рассмотренной теме
8	Ядерные аварии.	2	домашние задания 56-61	контроль выполнения

				самостоятельной работы по темам
9	Катастрофа на Чернобыльской АЭС: причины, общая характеристика, загрязнение территории Республики Беларусь радионуклидами.	6	домашние задания 64-73	отчеты о самостоятельной работе
10	Миграция радионуклидов в природных комплексах и экосистемах.	2	домашние задания 74-77	отчеты о самостоятельной работе
11	Ликвидация последствий катастрофы на ЧАЭС.	2	Изучить карту загрязнения Республики Беларусь. Домашние задания 80-89	отчет о выполнении заданий самостоятельного цикла
12	Развитие ядерной энергетики в Республике Беларусь.	2	Генеральный план Белорусской АЭС. Требования в области охраны окружающей среды. Домашние задания 91-94	отчет о выполнении заданий самостоятельного цикла

Задачи для самостоятельного решения

1. Альфа-излучение точечного источника ^{230}Pu имеет в своем составе альфа частицы следующих энергетических групп: $E_1 = 5,15 \text{ МэВ}$ с выходом 0,69 частиц/распад, $E_2 = 5,137 \text{ МэВ}$ с выходом 0,2 частиц/распад и $E_3 = 5,099 \text{ МэВ}$ с

выходом 0,11 частиц/распад. Определить на какое расстояние от источника следует удалиться, чтобы альфа-частицы были полностью поглощены в воздухе при нормальных условиях ($T = 15^\circ \text{C}$, $p = 760 \text{ мм. рт. ст.}$).

2. Определить толщину биологической ткани, которой поглощаются альфа-частицы с энергией 4,8 МэВ.

3. Определить толщину свинцовой фольги, которой необходимо окружить источник ^{210}Po , чтобы "срезать" альфа-излучение источника, если на 1 распад испускается примерно 1 альфа-частица с энергией 5,3 МэВ и 10-5 альфа-частиц с энергией 4,5 МэВ.

4. В медицине для радиационной терапии используют гамма-излучение изотопа ^{137}Cs . Определить необходимую величину фильтра из алюминия для полного отсекания бетаизлучения ^{137}Cs с максимальной энергией 1,2 МэВ.

5. Определить максимальную энергию бета-частиц изотопа, если для поглощения бета-излучения достаточно использовать медную пластинку толщиной 1,1 мм.

6. Рассчитать необходимую толщину стекла ($\rho = 2,5 \text{ г/см}^3$) для защитных очков, используемых для поглощения бета-излучения при работе с чистым бета-излучателем ^{32}P . Какие экраны (стеклянные или просвинцованные) следует применять при защите глаз от бетаизлучения ^{32}P ? ($E_{\text{max}} = 1,7 \text{ МэВ}$).

7. Какой толщины фильтр из алюминия следует выбрать, чтобы снизить бетаизлучение ^{89}Sr в 8 раз, если $E_{\text{max}} \text{ } ^{89}\text{Sr} = 1,5 \text{ МэВ}$.

8. Рассчитать активность контрольных источников №№ 1, 2, на момент их тарирования в 1980 г. и через 5 лет

9. Определить активность препарата ^{60}Co дающего мощность дозы 1 мР/час на расстоянии 5 см от источника.

10. Человек в течение 6-и часового рабочего дня хранил контрольный источник излучения ^{137}Cs активностью 1 мКи в нагрудном кармане (на расстоянии 5 см от грудины). Какую дозу он получит на красный костный мозг? Соотнесите ее с предельно-допустимой дозой для лиц категории А и Б.

11. При градуировке дозиметрического прибора используется контрольный источник ^{60}Co , имеющий активность 44 мКи. Сколько часов в день при 6-дневной рабочей неделе можно работать без защиты, если расстояние от источника до рабочего места постоянно и равно 3 м. (количество рабочих дней в году принять равным 300)

12. В лаборатории персонал измеряет энергетический спектр смеси продуктов деления. При этом используется незащищенный точечный источник, гамма-эквивалент которого равен 23,5 мг-экв. радия. Определить, на каком расстоянии должен находиться оператор, если он измерения проводит по 3 часа в день при 6-дневной рабочей неделе.

13. Какой длины следует выбирать манипулятор, чтобы при перемещении незащищенного источника радия в равновесии с основными дочерними продуктами распада активностью 0,52 Ки из защитного контейнера в аппарат доза не превышала 1/12 предельно допустимой дозы недельной дозы для персонала. Перемещение источника длится 0,5 мин.

3. Раздел контроля знаний

Вопросы для итогового контроля

1. Из каких наук «родилась» радиоэкология?
2. Что является предметом изучения радиоэкологии?
3. Какие этапы можно выделить в истории развития экологии? С именами каких ученых они связаны?
4. На какие научные знания опирается радиоэкология?
5. Какие экологические понятия используются в радиоэкологии?
6. Приведите примеры экологических систем. Какая из них самая крупная?
7. Что изучают общая, теоретическая и экспериментальная радиоэкология?
8. Какая главная задача радиоэкологии?
9. Какой раздел радиоэкологии занимается вопросами защиты живых организмов от ионизирующего излучения?
10. Как появились на Земле радионуклиды естественного и искусственного происхождения? Отличаются ли они по свойствам?
11. Что такое радиоактивное семейство?
12. Почему излучения, сопровождающие ядерные превращения, называют ионизирующими?
13. Какие виды ионизирующего излучения сопровождают процессы распада радионуклидов? Охарактеризуйте их.
14. Какие химические элементы называют радиоактивными?
15. Что такое период полураспада радионуклида?
16. Как оценивают содержание радионуклидов в радиоактивном веществе?
17. Что такое удельная активность вещества?
18. С помощью какой величины характеризуют уровень загрязнения территории радионуклидами?
19. Можно ли какими-либо способами изменять скорости распада радионуклидов?
20. Что такое поглощенная доза?
21. Можно ли измерить поглощенную дозу?
22. Чем отличается воздействие *гамма*-излучения от воздействия *альфа*-излучения на биологические объекты?
23. Для чего предназначены взвешивающие коэффициенты излучения?
24. Что такое эквивалентная доза облучения? Можно ли ее измерять?
25. С какой целью введена эффективная доза облучения? В каких единицах ее выражают?
26. Что такое взвешивающие коэффициенты для биологических тканей и органов? Для чего они существуют?
27. Приведите примеры внешнего облучения человека от источников ионизирующего излучения естественного и искусственного происхождения.

28. Перечислите возможные способы проникновения радионуклидов в организм человека.
29. Какие приборы используют для измерения содержания радионуклидов в продуктах питания?
30. Какие приборы используют для определения доз внешнего облучения людей?
31. Какова, согласно современным гипотезам, роль естественного излучения в образовании на Земле первых биологических молекул и биополимеров?
32. Где на Земле, по мнению ученых, могли возникнуть первичные организмы? Как Вы думаете, почему?
33. Какова роль солнечного излучения в поддержании жизни на нашей планете?
34. Как может действовать ионизирующее излучение на клетки живых организмов?
35. Чем отличается прямое действие ионизирующего излучения на биологические объекты от его косвенного действия?
36. Какие органы и ткани человека наиболее чувствительны к действию радиации?
37. Перечислите возможные пути проникновения радионуклидов в организм человека?
38. Что такое детерминированные и стохастические эффекты облучения? Приведите примеры тех и других.
39. Что такое радиационная защита населения, каковы ее цели?
40. Какая предельная величина годовой эффективной дозы облучения населения установлена в Республике Беларусь?
41. Что такое предел годового поступления радионуклидов?
42. Какие нормативные документы регламентируют содержание радионуклидов в продуктах питания и в питьевой воде?
43. Где применяют радиоактивные изотопы в промышленности?
44. В каких научных методах исследования используют радиоактивные вещества?
45. На чем основана радиоизотопная диагностика в медицине?
46. Как используют метод «меченых» атомов в сельском хозяйстве?
47. Как классифицируются ядерные реакторы по назначению?
48. Изложите принцип работы атомной электростанции.
49. Что такое ядерный топливный цикл? Из каких частей он состоит?
50. Основные виды ядерного оружия. Атомная бомба. Водородная бомба. Нейтронная бомба. Термоядерное оружие.
51. Ядерные взрывы: воздушные, наземные, подземные, подводные.
52. Испытательные ядерные полигоны: Семипалатинский полигон, Северный полигон, Невадский полигон.
53. Последствия ядерных взрывов: световое (тепловое) излучение, ударная волна, проникающая радиация, электромагнитный импульс, загрязнение местности радионуклидами.

54. Формирование зон загрязнения радионуклидами в результате наземных и воздушных ядерных взрывов
55. В чем заключается проблема радиоактивных отходов?
56. Какие ядерные аварии Вы знаете?
57. Международная шкала ядерных событий. Основная структура шкалы.
58. Крупнейшие ядерные катастрофы, аварии, инциденты.
59. Аварии на предприятиях, производящих ядерное топливо.
60. Аварии на атомных электростанциях.
61. Назовите основные причины аварий на атомных электростанциях.
62. Сравните экологические последствия работы атомных и тепловых электростанций.
63. В чем заключены достоинства и недостатки ядерной энергетики?
64. Хроника событий аварии, произошедшей на Чернобыльской АЭС.
65. Основные радионуклиды, накопившиеся в активной зоне реактора к моменту катастрофы.
66. Пути поступления чернобыльских радионуклидов в окружающую среду.
67. Загрязнение радионуклидами территории Республики Беларусь. Загрязнение территории Беларуси ^{131}I , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{238}Pu , ^{239}Pu и ^{240}Pu . Зона эвакуации (отчуждения).
68. Зона первоочередного отселения Зона последующего отселения Зона с правом на отселение. Зона проживания с периодическим радиационным контролем.
69. Загрязнение радионуклидами воздушной и водной сред. Влияние строения корневой системы растения на величину коэффициента накопления ^{137}Cs , ^{90}Sr .
70. Как Вы думаете, каковы причины аварии, произошедшей на Чернобыльской АЭС в апреле 1986 года?
71. Какие радионуклиды определяли облучение населения в зоне Чернобыльской катастрофы непосредственно после разрушения ядерного реактора?
72. Почему аварию, произошедшую на Чернобыльской АЭС, называют глобальной радиационной катастрофой?
73. Как и почему менялся со временем уровень загрязнения воздушной и водной сред после Чернобыльской катастрофы?
74. Какие чернобыльские радионуклиды определяют в настоящее время облучение населения?
75. Основные характеристики массопереноса и массообмена радионуклидов в природных комплексах.
76. Коэффициенты распределения и диффузии радионуклидов и методы их определения.
77. Влияние электролитов на коэффициенты диффузии и распределения радионуклидов.
78. Какие документы в настоящее время определяют допустимые уровни содержания радионуклидов цезия и стронция в пищевых продуктах и питьевой воде в Республике Беларусь?

79. Какие продукты могут быть в наибольшей степени загрязнены радионуклидами чернобыльского происхождения и требуют обязательного контроля перед потреблением?
80. Законы «О социальной защите граждан, пострадавших от катастрофы на Чернобыльской АЭС» и «О правовом режиме территорий, подвергшихся загрязнению в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС». Закон «О радиационной безопасности населения».
81. Защитные мероприятия в сельском и лесном хозяйстве.
82. Защитные меры, направленные на получение нормативно чистой продукции.
83. Какие законы защищают интересы граждан Республики Беларусь, пострадавших от последствий Чернобыльской катастрофы?
84. Какие меры по защите населения от излучения чернобыльских радионуклидов осуществляют в лесном хозяйстве?
85. При каком уровне загрязнения территории радионуклидами можно собирать дикорастущие ягоды?
86. При каком уровне загрязнения территории чернобыльскими радионуклидами можно собирать грибы и какие?
87. Какие меры способствуют снижению поступления радионуклидов из почвы в растительную продукцию?
88. Какие меры рекомендуется предпринимать, чтобы уменьшить содержание радионуклидов в продукции животноводства?
89. С какой целью создан Полесский государственный радиационно-экологический заповедник?
90. Что означает сбалансированный рацион питания человека?
Перечислите наиболее биологически важные витамины и «минералы», необходимые для нормального функционирования организма человека?
91. Требования в области охраны окружающей среды.
92. Выбор типа реактора АЭС.
93. Основные критерии и принципы безопасности.
94. Генеральный план Белорусской АЭС.

4. Вспомогательный раздел

Литература

Основная

1. Саечников, В. А. Основы радиационной безопасности [Электронный ресурс]: учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич // Репозиторий БГПУ. – Режим доступа: <http://elib.bspu.by/handle/doc/13124>. – Дата доступа: 18.02.2020.
2. Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность [Электронный ресурс]: учеб.-метод. комплекс / В. П. Сытый [и др.] // Репозиторий БГПУ. – Режим доступа: <http://elib.bspu.by/handle/doc/8090>. – Дата доступа: 18.02.2020.
3. Маврищев В. В. Радиоэкология и радиационная безопасность: пособие для студентов вузов / В. В. Маврищев, А. Э. Высоцкий, Н. Г. Соловьёва. – Минск: ТетраСистемс, 2010. – 208 с.
4. Соколик Г. А. Основы радиоэкологии и безопасной жизнедеятельности: учебник / Г. А. Соколик, Т.Н. Ковалева, С. В. Овсянникова. – Мн.: Тонпик, 2008. – 366 с.
5. Мархоцкий, Я. Л. Основы защиты населения в чрезвычайных ситуациях: учеб. пособие для студентов гуманитар. специальностей вузов / Я. Л. Мархоцкий. – 3-е изд. – Минск: Выш. шк., 2010. – 206 с.
6. Руководство по безопасности жизнедеятельности человека: пособие: в 2 ч. / В. П. Сытый [и др.]; под ред. В. П. Сытого. – Минск: Тирас-Н, 2015. – Ч. 1. – 344 с.
7. Безопасность жизнедеятельности человека: учеб.-метод. пособие : в 3 ч. / Д. А. Мельниченко [и др.]; М-во образования Респ. Беларусь, Белорус. гос. ун-т информатики и радиоэлектроники, Фак. компьютер. проектирования. – Минск: БГУИР, 2017. – Ч. 2: Защита населения объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность. – 98 с.
8. Герасимова, Т. Ю. Защита населения и объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность : курс лекций / Т. Ю. Герасимова ; М-во образования Респ. Беларусь, Могилев. гос. ун-т. – Могилев: МГУ, 2011. – 256 с.
9. Ролевич, И. В. Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность: лаб. практикум: учеб. пособие для студентов учреждений высш. образования по профилю образования «Техника и технологии» / И. В. Ролевич, Г. И. Морзак, Е. В. Зеленухо. – Минск: Респ. ин-т высш. шк, 2017. – 134 с.
10. Радиоэкология и радиационная защита: энцикл. справ. / под ред. М. Г. Ясовеева, Н. Н. Цыбулько. – Минск: Белорус. гос. пед. ун-т, 2017. – 288 с.
11. Тимофеева Т.А. Радиоэкология. Практическое руководство / Гомель: Гомельский гос. ун-т, 2012. – 46 с.

Дополнительная

1. Бударков В.А. Радиобиологический справочник/ В.А. Бударков, В.А. Киршин, А.Е. Антоненко. – Минск: Ураджай, 1992, – 336 с.
2. Радиация. Дозы, эффекты, риск: Пер. с англ. - М.: Мир, 1990. – 79 с.
3. Ветрова В.Т . Курс радиационной безопасности / В . Т . Ветрова , А. В . Колесник, И. Т. Неманова — Минск: Ураджай, 1995. – 149 с.
4. Авотин Ю.П. Практикум по радиоактивности. Учеб. Пособие/ Ю.П. Анотин. – Москва: Высш. школа, 1974. – 134 с.
5. Кутлахмедов Ю.А. Дорога к теоретической радиоэкологии. –К: Фитосоциоцентр, 2015. - 360 с.
6. Сапожников Ю.А., Алиев Р А., Калмыков С.Н. Радиоактивность окружающей среды. Теория и практика. М.: БИНОМ. Лаборатория знаний, 2006. 286 с.
7. Агеец В.Ю. Система радиэкологических контрмер в агрофере Беларуси. Гомель:РНИУП "Институт радиологии", 2001. - 250 с.
8. Кулепанов В.Н. Ионизирующее излучение в гидросфере. Введение в радиобиологию и радиэкологию гидробионтов / В.Н. Кулепанов. - М.: Форум, Инфра-М, 2012. - 605 с.
9. Сахаров В.К. Радиоэкология: учебное пособие / В.К. Сахаров. – Санкт-Петербург, 2006. – 313 с.
10. Перепелятников Г. Радиоэкология аграрных биогеоценозов / Георгий Перепелятников. - М.: LAP Lambert Academic Publishing, 2013. - 424 с.
11. Давыдов М.Г. Радиоэкология. - М.: Феникс, 2013. - 640 с.
12. Туников Г. М. Сельскохозяйственная Радиоэкология. / Туников Геннадий Михайлович. - Москва: Высшая школа, 2012. - 147 с.

Учебно-тематический план дисциплины
"Радиоэкологические проблемы Беларуси"

№ п/п	Наименование разделов и тем	Количество аудиторных часов		
		Всего	В том числе	
			Лекции	Лабораторные занятия
1	Введение	2	2	
2	Ионизирующее излучение	6	4	2
3	Основы дозиметрии и радиометрии	18	4	14
4	Радиационный фон окружающей среды. Биологические эффекты ионизирующего излучения	4	4	
5	Использование ионизирующего излучения.	2	2	
6	Проблемы ядерной энергетики	4	4	
7	Испытания ядерного оружия	2	2	
8	Ядерные аварии	2	2	
9	Катастрофа на Чернобыльской АЭС: причины, общая характеристика, загрязнение территории Республики Беларусь радионуклидами.	2	2	
10	Миграция радионуклидов в природных комплексах и экосистемах	2	2	
11	Ликвидация последствий катастрофы на ЧАЭС.	2	2	
12	Развитие ядерной энергетики в Республике Беларусь	2	2	
	Итого:	48	32	16