

А.Ю. ПОГОСОВ, О.В. ДЕРЕВЯНКО

**ФИЗИКА
ИОНИЗИРУЮЩИХ
ИЗЛУЧЕНИЙ
И
ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ
КОНТРОЛЬ**

КУРС ЛЕКЦИЙ

НАУКА и
ТЕХНИКА

А.Ю. ПОГОСОВ, О.В. ДЕРЕВЯНКО ФИЗИКА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ

Погосов А.Ю., Дервянко О.В.

**ФИЗИКА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ
И ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ**

краткий курс лекций

Одесса
2017

УДК 621.039.5(075)

Рецензенты: *В.А.Тарасов*, доктор физ.-мат. наук, профессор кафедры Теоретической и экспериментальной ядерной физики ОНПУ;
В.А. Кишиневский, доктор техн. наук, профессор, заведующий кафедрой Технологии воды и топлива ОНПУ.

Рекомендовано к изданию кафедрой АЭС ОНПУ
(протокол заседания кафедры АЭС ОНПУ № 2 от 18 октября 2016 г.)

Погосов А.Ю.

П43 Физика ионизирующих излучений и дозиметрический контроль / А.Ю. Погосов, О.В. Деревянко. – О: Наука и техника, 2017. – 128 с., ил.

Курс лекций посвящен изложению физических основ возникновения и распространения ионизирующих излучений, а также основных физико-технических положений, относящихся к вопросам дозиметрического контроля.

Издание рассчитано, прежде всего, на студентов, обучающихся по направлению «атомная энергетика» и подготовлено для использования в рамках изучения дисциплины «Физика ионизирующих излучений и дозиметрический контроль» бакалаврата Института энергетике и компьютерно-интегрированных систем управления Одесского национального политехнического университета.

Материал издания также может быть полезен для студентов других специальностей и для повышения квалификации специалистов, проходящих подготовку и переподготовку в высших учебных заведениях соответствующего профиля.

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие	4
ЧАСТЬ 1. ФИЗИКА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	5
Лекция 1. Начальные понятия и определения	5
Лекция 2. Радиоизотопы как источники ядерных ионизирующих излучений.....	11
Лекция 3. Природные и техногенные источники ионизирующих излучений	16
Лекция 4. Физика взаимодействия ионизирующих излучений с веществом.....	24
Лекция 5. Общие количественные показатели воздействия ионизирующих излучений на вещество	36
Лекция 6. Дозиметрические величины для оценки воздействия ионизирующих излучений на биологические объекты	40
Лекция 7. Физическая необходимость проведения дозиметрического контроля для обеспечения противорадиационной защиты.....	47
ЧАСТЬ 2. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ.....	65
Лекция 8. Востребованность дозиметрического контроля и обеспечения радиационной безопасности на АЭС	60
Лекция 9. Нормы радиационной безопасности и дозиметрический контроль	65
Лекция 10. Физико-технические возможности детектирования ионизирующей радиации	75
Лекция 11. Приборы для дозиметрического контроля	81
Лекция 12. Принципы работы электрических дозиметров.....	84
Лекция 13. Персональный дозиметрический контроль и индивидуальная противорадиационная защита	91
Лекция 14. Технологические условия дозиметрического контроля в атомной энергетике и коллективная противорадиационная защита	99
Лекция 15. Система дозиметрического контроля на предприятиях атомной энергетики	119
Литература	124

ПРЕДИСЛОВИЕ

Данный конспект лекций по дисциплине «Физика ионизирующих излучений и дозиметрический контроль» подготовлен на основе учебника «Ионизирующая радиация: радиоэкология, физика, технологии и защита» авторов Погосова А.Ю. и Дубковского В.А. и учебника «Метрологическое обеспечение эксплуатации АЭС» авторов Погосова А.Ю. и Деревянко О.В., вышедших в свет несколькими годами ранее, а также других значимых публикаций. Библиографические данные об этих изданиях помещены в списке литературы вместе с другими литературными источниками информации, принятыми во внимание авторами при подготовке конспекта и рекомендуемыми ими для дополнительного изучения студентами по соответствующей дисциплине.

Конспект лекций рассчитан, прежде всего, на студентов, обучающихся по направлению «атомная энергетика» бакалаврата Института энергетики и компьютерно-интегрированных систем управления Одесского национального политехнического университета. В нем полекционно, в сжатой форме, рассматриваются физические основы возникновения и распространения ионизирующих излучений, а также базовые положения физико-технического и организационного обеспечения дозиметрического контроля, необходимого для обеспечения радиационной безопасности в области технологий, предполагающих обращение с радиоактивными материалами.

Изучение вопросов, изложенных в данном дидактическом пособии, также может быть полезно для студентов других, смежных, направлений, а также для специалистов, проходящих подготовку и переподготовку или повышающих свою квалификацию в высших учебных заведениях соответствующего профиля. Данный конспект лекций может быть использован для заочного и дистанционного обучения или самообразования в рамках рассматриваемой дисциплины.

ЧАСТЬ 1. ФИЗИКА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Лекция 1. Начальные понятия и определения

Излучение (радиация) как феномен переноса энергии в пространстве, имеет место на нашей планете и за ее пределами всю историю развития Природы. Радиация (от лат. *radiātiō* – «сияние», «излучение») – один из самых древних природных факторов на Земле. Теперь это явление свойственно и технике.

Излучения, связанные с распространениями электромагнитных волн, называют *фотонными* (квантовыми). Излучения, связанные с перемещениями частиц, называют *корпускулярными*. И те, и другие излучения могут распространяться на очень большие расстояния. Если на своем пути излучение взаимодействует с веществом, оно может терять часть своей энергии (передавая ее частицам вещества). Атомы облученного вещества, получая энергию, могут испытывать *ионизацию* (т.е. образование ионов из нейтральных атомов).

Известные излучения условно можно разделить на ионизирующие и неионизирующие. Ионизирующие излучения представляют собой радиационную опасность. Рассматривая ионизирующие излучения как физический феномен, причины возникновения таких излучений можно разделить на следующие три основные категории:

- внеатомное движение электрически заряженных частиц (в большинстве случаев ускоренное, а в отдельных случаях равномерное);
- переходы электронов (по разным причинам) с более высоких околоядерных орбит атомов на менее высокие околоядерные орбиты (согласно постулатам Н. Бора);
- превращение атомных ядер одних химических элементов в ядра других химических элементов (ядерные превращения).

Далее сначала кратко рассмотрим существующие в природе и технике электромагнитные излучения.

Независимо от генезиса (происхождения) *электромагнитных излучений* их можно классифицировать по частотам распространяющихся электромагнитных волн. Соответствующую классификацию отражает таблица 1.1.

Табл. 1.1. Классификационные оценки электромагнитных излучений

Энергия, эВ	Длина волны в вакууме, м	Частота, Гц	Вид излучения
более 10^9	менее 10^{-16}	более 10^{24}	ультражесткое
10^9	10^{-16}	10^{24}	сверхжесткое
10^5	10^{-12}	10^{20}	жесткое излучение
10^3	10^{-10}	10^{18}	рентгеновское
10^1	10^{-8}	10^{16}	ультрафиолетовое
видимый свет *)			
10^{-3}	10^{-4}	10^{12}	инфракрасное
10^{-5}	10^{-2}	10^{10}	микроволновое
10^{-7}	10^0	10^8	СВЧ волны
10^{-9}	10^2	10^6	радиоволны высоких частот
10^{-11}	10^4	10^4	радиоволны низких частот
менее 10^{-11}	более 10^4	более 10^4	космогенные электромагнитные бури

*) – см. диаграмму на рис. 1.2.

Коротковолновые электромагнитные излучения, или излучения высоких частот, относятся к ионизирующим излучениям. Длинноволновые электромагнитные излучения, частоты которых не превосходят ультрафиолетового диапазона, условно относят к неионизирующим излучениям.

Электромагнитные волны, частоты которых выше 30 ПГц (30 пета-герц, $3 \cdot 10^{16}$ Гц) относят к электромагнитным излучениям, ионизирующая способность которых выражена явно. Рентгеновские лучи, условно, занимают частотный диапазон $3 \cdot 10^{16} \dots 3 \cdot 10^{19}$ Гц (пределы $3 \cdot 10^{16} \dots 3 \cdot 10^{18}$ Гц относят к «мягкому» рентгеновскому излучению, а пределы

$3 \cdot 10^{18} \dots 3 \cdot 10^{19}$ Гц – к «жесткому» рентгеновскому излучению). Электромагнитное излучение за пределом частот 30 ЭГц (30 экса-герц, иначе $3 \cdot 10^{19}$ Гц) называют γ -излучением. Заметим, что указанные границы частотных диапазонов условны и частотные диапазоны перекрываются, спектр электромагнитных излучений в общем случае является непрерывным.

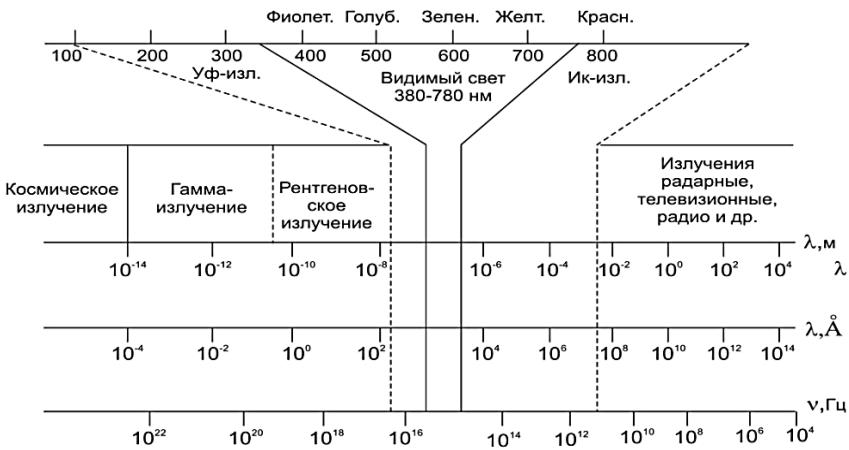


Рис. 1.2. Диаграмма спектрального распределения по частотам и длинам волн электромагнитных излучений

Важно помнить, что классификация электромагнитных излучений только в зависимости от длины волны является некорректной, поскольку длина волны (как и скорость распространения электромагнитной волны) зависит от вещественной среды, в которой излучение распространяется, в то время как частота является независимой величиной, характеризующей источник излучения, и может служить признаком классификации.

Установлено, что в вакууме скорость распространения электромагнитных волн – согласно второму постулату

специальной теории относительности А.Эйнштейна¹ – неизменна ($c=299792458$ м/с), а при распространении электромагнитной волны в веществе скорость определяется частотой и длиной волны ($m = \lambda \cdot \nu$). Предварительно поясним, что ионизационная способность электромагнитных излучений тем больше, чем больше их частота.

Электромагнитные излучения, частоты которых отличаются на много порядков, имеют качественно различные физические свойства: по мере перехода от волн малых частот к волнам больших частот волновые свойства излучений (интерференция, дифракция, поляризация) проявляются слабее, а квантовые (корпускулярные) свойства – сильнее. Именно это обстоятельство позволяет рассматривать фотон жесткого электромагнитного излучения в качестве частицы. Определяющим показателем квантовых свойств конкретного излучения является энергия фотона, равная произведению частоты волны на постоянную Планка² ($E = h \cdot \nu$).

Движение имеющих электрический заряд элементарных частиц, не связанных силами внутриядерного взаимодействия (электрический ток – в самом широком понятии), может порождать переменное электромагнитное поле, изменения вектора напряженности и вектора магнитной индукции которого при распространении в пространстве с течением времени, образуют электромагнитные волны.

Напомним, что вектор напряженности является силовой характеристикой электрического поля, которая равна отношению силы, действующей на помещенный в поле «заряд» (то есть тело,

¹ **Эйнштейн Альберт** (нем. *Albert Einstein*, 14 марта 1879, г. Ульм, Вюртемберг, Германия – 18 апреля 1955, Принстон, Нью-Джерси, США) – физик-теоретик, один из основателей современной теоретической физики, лауреат Нобелевской премии по физике 1921 года, общественный деятель-гуманист.

² **Планк Макс Карл Эрнст Людвиг** (нем. *Max Karl Ernst Ludwig Planck*; 23 апреля 1858, Киль – 4 октября 1947, Гёттинген) – немецкий физик-теоретик, основоположник квантовой физики. Научные труды Планка посвящены термодинамике, теории теплового излучения, квантовой теории, специальной теории относительности, оптике.

имеющее заряд), к величине этого заряда – соответственно, единицей размерности этой физической величины является: «ньютон-на-кулон», в сокращенной записи – Н/Кл.

Вектор магнитной индукции является силовой характеристикой магнитного поля, которая равна отношению силы (силы Лоренца), действующей на заряд, к величине этого заряда и его скорости – соответственно, единицей размерности этой физической величины является: «ньютон-секунда-на-кулон-метр», в сокращенной записи – Н·с/(Кл·м), которая носит специальное название «тесла» (в краткой записи Тл) в честь Н.Теслы³.

Характеризуя корпускулярные излучения, предварительно отметим следующее. Потоки различных заряженных частиц (протоны, дейтроны⁴, тритоны⁵, ядра гелия, электроны, позитроны) способны к непосредственной ионизации вещества. Потоки незаряженных частиц (нейтроны, нейтрино, антинейтрино) относятся к косвенно ионизирующим излучениям, поскольку они, преимущественным образом, вызывают ионизацию вещества опосредованно.

Источником энергии движения внеатомных (свободных, несвязанных) частиц являются электромагнитные поля, источником энергии связанных частиц обычно являются силы внутриядерного взаимодействия.

Как известно, химические элементы, имеющие атомные ядра с одинаковым числом протонов, но различным числом нейтронов, называются *изотопами*. Многие изотопы обладают свойством нестабильности атомных ядер, которые с течением времени могут спонтанно переходить в иное (стабильное, энергетически более выгодное) ядерное состояние, изменяя свой состав и испуская при этом то или иное ядерное

³ **Тэсла Никола** (1856-1943) – изобретатель в области электротехники и радиотехники сербского происхождения, инженер, физик.

⁴ Дейтрон – ядро изотопа водорода дейтерия ${}^2_1\text{H}$.

⁵ Тритон – ядро изотопа водорода трития ${}^3_1\text{H}$.

излучение. Такие разновидности химических элементов называются *радиоактивными изотопами*, кратко говоря – *радиоизотопами*).

В настоящее время известно около 3000 изотопов, ядра атомов которых являются радиоактивными, то есть способными испускать ядерные излучения. Радиоизотопы – как источники ионизирующих излучений – заслуживают отдельного рассмотрения.

Считается, что радиоактивность атомов открыл А. Беккерель⁶ в 1896 году, изучая свойства солей урана. Э.Резерфорд⁷, анализируя проникающую способность излучения урана, обнаружил две составляющие ионизирующей радиации: менее проникающую – названную им α -излучением, и более проникающую – названную им β -излучением. Третья составляющая излучения, самая проникающая из всех, была открыта позже, в 1900 г., Полем Виллардом⁸ и названа по аналогии с резерфордовской терминологией γ -излучением.

Резерфорд и его сотрудники показали, что радиоактивность связана с нарушением целостности атомов (значительно позже стало ясно, что речь идет о распаде атомных ядер), сопровождающимся эмиссией определенного типа излучений.

В последующих исследованиях было показано, что α -излучение представляет собой поток частиц (α -частиц), которые являются не чем иным, как ядрами изотопа гелия ${}^4\text{He}$, а β -излучение состоит из электронов (в дальнейшем к β -частицам были отнесены и позитроны). Выяснилось, что γ -

⁶ **Беккерель Антуан Анри** (1852-1908) – французский физик, лауреат Нобелевской премии по физике.

⁷ **Резерфорд Эрнест** (1871-1937) – британский физик новозеландского происхождения. Лауреат Нобелевской премии по химии 1908 года. В 1911 году своим знаменитым опытом рассеяния α -частиц доказал существование в атомах положительно заряженного ядра и отрицательно заряженных электронов вокруг него. На основе результатов опыта создал планетарную модель атома.

⁸ **Виллард Поль Ульриш** (1860 – 1934) – французский физик и химик.

излучение оказывается «родственником» светового и рентгеновского излучений и является высокочастотными электромагнитными волнами, испускаемыми атомными ядрами при переходе из возбужденных (более энергетичных) в невозбужденные (менее энергетичные) состояния. При этом чрезвычайно малая длина волны обуславливает ярко выраженные корпускулярные свойства данного электромагнитного излучения.

Эти, названные выше излучения сильно отличаются друг от друга по способности ионизировать атомы вещества и, следовательно, по проникающей способности.

Наименьшей проникающей способностью обладает α -излучение. В воздухе при нормальных условиях α -лучи проходят путь в несколько сантиметров. По сравнению с α -лучами, β -лучи в гораздо меньшей степени поглощаются веществом, они способны пройти через слой алюминия толщиной в несколько миллиметров. Наибольшей проникающей способностью обладают γ -лучи, способные проходить через слой свинца толщиной 5-10 см.

Важно подчеркнуть, что хотя источниками рассмотренных ионизирующих излучений могут быть как нестабильные атомные ядра (радионуклиды), так и неядерные процессы, в большей степени практический интерес представляют ядерные излучения. Причиной этого является то, что ядерные излучения имеют в большей степени отношение к современным промышленным технологиям (например, к ядерным энергетическим технологиям на АЭС и к технологиям предприятий ядерного топливного цикла), ядерные излучения также широко используются в промышленных радиоизотопных источниках и содержащих их технических устройствах (например, в γ -дефектоскопах).

Ядерные ионизирующие излучения представляют физическую опасность для биологических организмов, их источники требуют осторожного обращения.

Л е к ц и я 2. Радиоизотопы как источники ядерных ионизирующих излучений

Химически одинаковые атомы изотопов могут проявлять различные ядерно-физические свойства вследствие различного состава атомных ядер. Нестабильные нуклиды способны испускать излучения, претерпевая самопроизвольные ядерные превращения.

Естественной радиоактивностью называется способность радиоизотопов испускать ядерные (ионизирующие) излучения при самопроизвольном превращении одних химических элементов в другие химические элементы. Конкретное атомное ядро, способное проявить радиоактивность, кратко называют *радионуклидом*.

Самопроизвольное превращение радионуклидов в другие по своему составу нуклиды называется *радиоактивным распадом ядер*. Поскольку радиоактивный распад часто характеризуется испусканием определенного вида излучения, иногда используют условные термины: α -распад или β -распад.

При так называемом β^- -распаде атомных ядер (когда в роли испускаемых радиоизотопом частиц выступают электроны) из каждого ядра уносится электроном элементарный отрицательный заряд, и в результате в ядре оказывается на один протон больше после распада нейтрона на протон, электрон и антинейтрино – зарядовое число нуклида увеличивается на единицу. Эти процессы на макроуровне представляют собой превращение данного изотопа в другой химический элемент, занимающий в периодической таблице Менделеева положение со следующим порядковым номером.

При так называемом β^+ -распаде атомных ядер (когда в роли испускаемых радиоизотопом частиц выступают позитроны) из каждого ядра уносится позитроном элементарный положительный заряд, и в результате в ядре оказывается на один протон меньше после превращения протона в нейтрон, с образованием позитрона и нейтрино – зарядовое число нуклида

уменьшается на единицу. Эти процессы на макроуровне представляют собой превращение данного изотопа в другой химический элемент, занимающий в периодической таблице Менделеева положение с предыдущим порядковым номером.

При так называемом α -распаде атомных ядер из каждого распадающегося ядра частицей, образованной из 2 протонов и 2 нейтронов, уносится два элементарных положительных заряда, и в ядре оказывается на 2 протона меньше (его зарядовое число уменьшается на 2). Это означает превращение данного изотопа в другой химический элемент, занимающий в периодической таблице Менделеева положение с порядковым номером на 2 меньше, чем исходный.

Отметим, что γ -излучение обычно сопровождает либо α -распад, либо β -распад, и поэтому, строго говоря, присваивать распаду ядра символ α или β не вполне корректно.

Источник ионизирующего излучения – объект, содержащий радиоизотопы или техническое устройство, испускающее или способное в определенных условиях испускать ионизирующее излучение (вообще говоря, не обязательно ядерное).

Радионуклидный источник ионизирующего излучения – материал, содержащий радионуклиды, источник ядерного ионизирующего излучения.

Источники ионизирующих излучений характеризуются:

- *видом излучения*. В области атомной энергетики основное внимание уделяется γ -излучению, источникам нейтронов, электронов (β^- -излучение), позитронов (β^+ -излучение) и α -частиц.

- *геометрией источника* (формой и размерами). Геометрически источники могут быть точечными и протяженными. Протяженные источники представляют собой суперпозицию (наложение) точечных источников и могут быть линейными, поверхностными или объемными с ограниченными, полубесконечными или бесконечными размерами. Физически точечным можно считать такой источник, максимальные размеры которого много меньше расстояния до точки детектирования

излучения и длины свободного пробега в материале источника (ослаблением излучения в источнике можно пренебречь). Поверхностные источники имеют толщину много меньшую, чем расстояние до точки детектирования и длины свободного пробега в материале источника. В объемном источнике излучатели распределены по трем измерениям пространства.

- *мощностью излучения* и ее распределением по источнику. Источники излучения наиболее часто характеризуются распределением по протяженному излучателю – равномерно, экспоненциально, линейно или по синусоидальному закону.

- *энергетическим составом*. Энергетический спектр источников может быть моноэнергетическим (испускаются частицы одной фиксированной энергии), дискретным (испускаются моноэнергетические частицы нескольких энергий) или непрерывным (испускаются частицы разных энергий в пределах некоторого энергетического диапазона).

- *угловым распределением излучения*. Среди многообразия угловых распределений излучений источников для решения большинства практических задач достаточно рассматривать – изотропное, синусоидальное, мононаправленное. Иногда бывают угловые распределения, которые можно записать в виде комбинаций изотропных и синусоидальных угловых распределений.

На практике источники встречаются в неограниченном многообразии указанных характеристик.

Постоянная распада (λ) – величина, характеризующая вероятность радиоактивного распада в единицу времени, в расчете на один атом (атомное ядро).

Если в образце (выступающем в роли источника ионизирующего излучения) в момент времени t имеется N радиоактивных ядер, то среднее количество ядер dN , распавшихся за время dt пропорционально N :

$$dN = -\lambda \cdot N \cdot dt ,$$

$$dN/dt = - \lambda N .$$

Проинтегрировав, получим закон радиоактивного распада в виде:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} .$$

Закон радиоактивного распада иногда записывают в иной форме:

$$N(t) = N_0 2^{-t/T_{1/2}} .$$

Период полураспада ($T_{1/2}$) – время, за которое распадается половина нестабильных ядер. Другими словами, *период полураспада* – это время, по прошествии которого в нераспавшемся состоянии остается половина первоначального числа нуклидов данного изотопа. Данное понятие было введено П.Кюри (1903 г.), эта величина связана с постоянной распада соотношением:

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0,693 / \lambda = \tau \cdot \ln 2 .$$

Значения периода полураспада для различных радиоизотопов отличаются и варьируются в широких пределах (от долей секунды до миллиардов лет).

Активность радиоизотопа (активность источника) – физическая величина, равная отношению числа dN самопроизвольных (спонтанных) ядерных переходов за интервал времени dt , к этому интервалу. Другими словами, активность A – это число dN распадов в данном количестве N атомов (ядер) радиоизотопа в единицу времени dt . Имеют место соотношения:

$$A = dN / dt ; A = \lambda N = 0,693N / T_{1/2} .$$

Единицей размерности активности в СИ является беккерель (Бк, Вq). Один беккерель соответствует одному распаду в

секунду для любого радиоизотопа. Часто используемая внесистемная единица активности кюри (Ки) составляет $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк.

Следует отличать понятия «радиоактивность» (физическое явление) и «активность» (физическую величину). Имеет практический смысл использование некоторых специальных количественных оценок активности.

Удельная активность радиоизотопа (удельная активность источника) – отношение активности радиоизотопа в образце к массе (m) образца:

$$A_m = A / m .$$

Объемная активность радиоизотопа (объемная активность источника) – отношение активности радиоизотопа, содержащегося в образце, к его объему V :

$$A_v = A / V .$$

Поверхностная активность радиоизотопа (поверхностная активность источника) – отношение активности радиоизотопа, содержащегося на поверхности образца, к площади поверхности этого образца:

$$A_s = A / S .$$

Линейная активность радиоизотопа (линейная активность источника) – отношение активности радиоизотопа, содержащейся на длине образца, к его длине:

$$A_l = A / L .$$

Ионизирующая радиация как физическое явление может быть связана с различными источниками как природного, так и техногенного происхождения.

Лекция 3. **Природные и техногенные источники ионизирующих излучений**

Источники ионизирующих излучений присутствуют во многих современных технологических процессах. Но явление ионизирующей радиации не является исключительно результатом научно-технического прогресса. В качестве источников естественных ионизирующих излучений выступают примордиальные (появившиеся вместе с образованием Земли) и космогенные (сформировавшиеся за пределами Земли) радионуклиды.

Космические источники ионизирующей радиации. Излучения от этих источников в основном приходят к нам из глубин Вселенной. Некоторая их часть рождается на Солнце. Космические лучи могут достигать поверхности Земли или взаимодействовать с ее атмосферой, порождая вторичное излучение и приводя к образованию радионуклидов. Радионуклиды, образующиеся под действием космического излучения, приносят незначительный вклад (менее 20%) в ионизирующую радиацию на Земле. Воздействие излучения на Земле усиливается с увеличением высоты над уровнем моря, поскольку уменьшается ослабляющий излучение слой воздуха. Космическое излучение наиболее интенсивно на Северном и Южном полюсах, менее – в экваториальных областях. Причина этого – магнитное поле Земли, отклоняющее заряженные частицы космического излучения.

Земные источники ионизирующей радиации. К земным источникам ионизирующих излучений относятся минералы. Установлено, что встречающиеся в природе элементы с зарядовыми числами, превышающими 83 (с числом протонов больше, чем у висмута), радиоактивны. Нуклиды этих химических элементов представляют собой как бы звенья цепи последовательных превращений одних ядер атомов в другие.

Поясняя различия периодов полураспада разных минеральных изотопов, приведем примеры: изотоп урана ^{238}U характеризуется периодом полураспада $T_{1/2}=4,468 \cdot 10^9$ лет, изотоп урана ^{235}U имеет период полураспада $T_{1/2}=7,04 \cdot 10^8$ лет, изотопу плутония ^{239}Pu свойственен период полураспада $T_{1/2}=2,41 \cdot 10^4$ лет, изотопу радия ^{226}Ra – период полураспада $T_{1/2}=1602$ года, изотопу полония ^{210}Po – период полураспада $T_{1/2}=138,376$ суток, изотопу свинца ^{212}Pb – период полураспада $T_{1/2}=10,64$ часа, изотопу свинца ^{211}Pb – период полураспада $T_{1/2}=36,1$ минуты, изотопу таллия ^{208}Tl – период полураспада $T_{1/2}=3,053$ минуты, изотопу астата ^{218}At – период полураспада $T_{1/2}=1,5$ секунды и т.д. Ясно, что чем меньше период полураспада, тем интенсивнее распадаются нуклиды. Это значит, что радиоизотопы, в зависимости от значений периодов полураспада атомных ядер, испускают ионизирующие излучения различной интенсивности. Радиоизотопы с меньшими периодами полураспадов являются более интенсивными излучателями.

Обратим внимание на то, что всем естественным изотопам цепочки последовательных распадов свойственны аналогичные соотношения – это означает, что изотопы находятся в так называемом *вековом равновесии*, и справедлива пропорция:

$$\frac{N(^{238}\text{U})}{N(^{210}\text{Po})} = \frac{T_{1/2}(^{238}\text{U})}{T_{1/2}(^{210}\text{Po})},$$

количество распадов в единицу времени у всех изотопов одинаковое (сколько в результате предшествующего распада в единицу времени образуется ядер изотопа столько же их и распадается).

Радионуклидные источники ионизирующей радиации могут быть систематизированы в *радиоактивные «семейства»* (иначе говоря – *радиоактивные ряды*). Принято выделять 4 семейства (ряды) радионуклидов: 3 семейства состоят, главным образом, из существующих в современной природе элементов (поэтому

три семейства из четырех считаются естественными), но одно семейство в основном состоит из элементов, полученных искусственно (поэтому оно считается искусственным).

Первое радиоактивное семейство – это ряд тория ^{232}Th , второе радиоактивное семейство – это ряд урана ^{238}U (как исторический вариант, иногда этот радиоактивный ряд называют рядом радия, или рядом урана-радия), третье радиоактивное семейство – это ряд урана ^{235}U (называемый иногда рядом актиния – согласно историческому варианту названия ряда по изотопу ^{227}Ac в этом ряду, а также иногда называемого рядом актиноурана – согласно историческому названию изотопа ^{235}U) и четвертое радиоактивное семейство (искусственное) – это ряд нептуния ^{237}Np . Названия радиоактивным рядам давались по химическому наименованию изотопа элемента, который был известен как родоначальник соответствующего семейства. Можно сказать, что каждый ряд представляет собой естественные цепочки, в которых всякий последующий изотоп образуется в результате распада предыдущего. Каждый радиоактивный ряд заканчивается стабильным изотопом.

Следует отметить, что в природе имеются радиоизотопы, не входящие ни в одно из рассмотренных семейств. К ним относятся, например, β -радиоактивные изотопы калия ^{40}K (период полураспада $T_{1/2} = 1,251 \cdot 10^9$ лет) и рубидия ^{87}Rb (период полураспада $T_{1/2} = 4,8 \cdot 10^{10}$ лет). Поясним, что природный калий, в основном содержащийся в почве, флоре и фауне, кроме радиоизотопа ^{40}K содержит стабильный изотоп ^{39}K (изотопная распространённость 93,258 %) и стабильный изотоп ^{41}K (изотопная распространённость 6,730 %). Исходя из этих пропорций нетрудно подсчитать, что в каждом грамме природного калия за 1 секунду распадается в среднем 32 нуклида ^{40}K , благодаря чему, например, в организме среднестатистического человека весом 70 кг (который, заметим, выступает для экологического пространства в роли носителя радиоизотопов, в данном случае – около 130 граммов

калия в составе мышечной ткани) ежесекундно (!) происходит около 4000 радиоактивных распадов.

Калий – важный биогенный элемент на Земле, особенно в растительном мире. При недостатке калия в почве растения развиваются очень плохо, уменьшается урожайность – поэтому около 90 % добываемых солей калия используют в качестве удобрений. Естественно, в их состав входят и радионуклиды, причем некоторые удобрения, без внесения которых в почву трудно обойтись в сельском хозяйстве, содержат значительное количество изотопа ^{40}K .

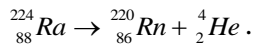
Табл. 3.1. Распространение радиоизотопа ^{40}K в окружающей среде

Основные материалы, которым свойственно содержание ^{40}K	Количество ядерных распадов, приходящихся на 1 кг вещества (за 1 с)
Морская вода	12...15
Почва	37...1100
Известняк	30...100
Гранит	925...1200
Базальт	290...400
Песчаники	300...1000
Апатиты	44...170
Фосфориты	230
Фосфатно-калийные удобрения	590
Изверженные породы (продукты вулканической деятельности)	814...925
Глинистые сланцы	85...850
Азотно-фосфорно-калийные удобрения	1200...5900

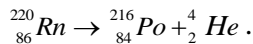
Часто фосфатные удобрения содержат радионуклиды, проникающие в почву и далее в биологические цепочки (удельная активность от содержания в удобрениях радия ^{226}Ra и урана ^{238}U может достигать десятков и сотен Бк/кг). Незначительное количество природных радионуклидов содержит

уголь, но после его сжигания концентрация источников ионизирующей радиации в зольной пыли (калия ^{40}K , тория ^{232}Th и урана ^{238}U и их продуктов распада) может быть значительна.

Геотермальные электростанции, создают на Земле в среднем активность около $4 \cdot 10^{14}$ Бк на 1 ГВт выработанной электроэнергии от изотопа радона ^{220}Rn . Радон ^{220}Rn (торон) и его дочерние радионуклиды (полоний-216, свинец-212, висмут-212, полоний-212, таллий-208) распространен в экологическом пространстве, он непосредственно образуется в результате распада нуклида ^{224}Ra (период полураспада этого изотопа составляет 3,66 сут.):



Радон ^{220}Rn α -радиоактивен, в результате его радиоактивного распада образуется изотоп полония ^{216}Po и высвобождается энергия:



Следует заметить, что инертный газ радон (образующийся в результате распада радия), сосредоточенный в глубинах земных недр, вместе со своими дочерними продуктами радиоактивного распада, обеспечивает примерно 75% облучения, получаемого населением от земных источников радиации (согласно данным НКДАР ООН¹). Средняя концентрация радона на уровне почвы вне помещений составляет 8 Бк/м³.

Техногенные источники ионизирующих излучений. Наряду с радионуклидами естественного происхождения имеются искусственные (*техногенные*) радионуклиды, которые в определенный промежуток времени стали играть

¹ НКДАР ООН – Научный Комитет по Действию Атомной Радиации Организации Объединенных Наций.

значимую роль в изменении глобального естественного радиационного фона на Земле. В течение десятилетий жители планеты подвергались облучению от радиоактивных осадков, образовавшихся в ходе многочисленных (543) *испытаний ядерного оружия в атмосфере*, которые были прекращены лишь в 1980 г. Наиболее биологически значимые источники ионизирующей радиации, образующиеся как продукты деления при ядерном взрыве: стронций ^{90}Sr , рутений ^{106}Ru , цезий ^{137}Cs , церий ^{144}Ce , а также радионуклиды от наведенной активности: тритий ^3H , углерод ^{14}C , алюминий ^{28}Al , натрий ^{24}Na , магний ^{56}Mg , ферум ^{59}Fe , кобальт ^{60}Co , а также часть неразделившегося урана и плутония. Радиационные аварии – на Чернобыльской АЭС (Украина, 1986 г.) и на АЭС Фукусима-I (Япония, 2011 г.) – внесли сравнительно небольшой вклад в общую картину глобальных выпадений радиоактивных осадков.

Основной системный (регулярный) вклад в действие на человека техногенных ионизирующих излучений вносят *медпроцедуры и методы лечения* (рис. 3.1), связанные с применением лучевой терапии – среднее медицинское воздействие в развитых странах приблизительно эквивалентно 50% глобального среднего уровня естественного облучения (согласно оценкам НКДАР ООН). Индивидуальные воздействия на разных людей от типовых техногенных источников сильно различаются, хотя, в большинстве случаев, невелики.

С развитием атомной энергетики проблема организации защиты от ионизирующих излучений, с которыми связаны технологии, используемые на АЭС, стала намного актуальней. Это объясняется тем, что выработка тепла в ядерном реакторе предусматривает постоянную наработку в активной зоне реактора продуктов деления ядерного горючего, многие из которых являются радионуклидами большой активности со значительными периодами полураспада. Например, к долгоживущим радионуклидам, технологически остающимся в отработавшем топливе внутри оболочки твэлов, относятся ядра изотопов цезия ^{137}Cs , ^{134}Cs , стронция ^{90}Sr , криптона ^{85}Kr ,

рутения ^{106}Ru и др., а также продукты активации конструкционных материалов реактора (кобальт ^{60}Co , хром ^{51}Cr , магний ^{56}Mg и др.). Возможные утечки во внешнюю среду при эксплуатации АЭС трития и радиоактивных инертных газов (Xe , Kr), периоды полураспада которых (за исключением изотопа ^{85}Kr) в основном не превышают нескольких суток, существенного влияния не оказывают.

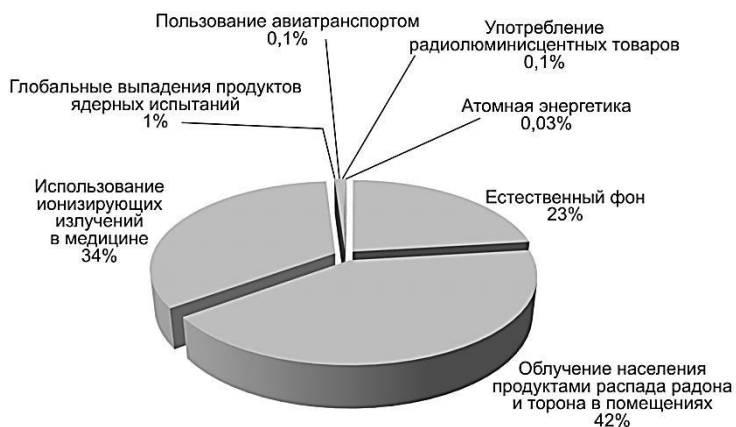


Рис. 3.1. Диаграммное представление приблизительно долевого вклада источников ионизирующих излучений на Земле

Важно, что согласно технологическому замыслу, все источники ионизирующих излучений на АЭС удерживаются так называемыми барьерами безопасности, и в окружающую среду (исключая запроектные аварии) не поступают. Сотрудники АЭС и внешнее экологическое пространство от воздействия ионизирующих излучений защищены.

Принципы технического обеспечения защиты от ионизирующей радиации природного и техногенного происхождения основаны на физике взаимодействия ионизирующих излучений с веществом.

Л е к ц и я 4. Физика взаимодействия ионизирующих излучений с веществом

Различные ядерные излучения в зависимости от вида и от энергии по-разному взаимодействуют с веществом.

Заряженные частицы ионизируют атомы вещества (превращая их в ионы), непосредственно взаимодействуя с атомными электронами. *Незаряженные частицы и фотоны жесткого электромагнитного излучения* ионизируют атомы вещества обычно опосредованно (косвенно), порождая заряженные частицы.

Взаимодействие частиц излучения и частиц вещества может быть *упругим и неупругим*. При упругом взаимодействии кинетическая энергия взаимодействующих частиц в сумме остается неизменной. При неупругом взаимодействии часть энергии рассеивается и, например, превращается в тепло. Выполнение работы излучением, попавшим в вещество, так или иначе неизбежно приводит к потерям энергии излучением.

Затраты энергии на ионизацию называют *ионизационными потерями*. Если заряженная частица движется с ускорением, то наблюдается вторичное электромагнитное излучение, затраты энергии на которое называют *радиационными потерями*.

Нейтроны и γ -фотоны, попавшие в вещество являются наиболее проникающими, поскольку их прямые затраты энергии на ионизацию вещества за счет электромагнитных взаимодействий невелики.

Взаимодействие с веществом заряженных частиц. Тяжелые заряженные частицы – протоны, α -частицы, продукты (осколки) деления и другие – взаимодействуют, главным образом, с электронами атомных оболочек, вызывая ионизацию атомов и неся ионизационные потери своей энергии.

Проходя через вещество, заряженная частица совершает десятки тысяч соударений, постепенно теряя всю энергию (в процессе торможения). Вещество в таком случае работает как

тормозной экран. Тормозная способность вещества может быть охарактеризована величиной удельных потерь dE/dx .

Удельные ионизационные потери представляют собой отношение потерь энергии ΔE заряженной частицы на ионизацию среды при прохождении отрезка Δx , к длине этого отрезка.

Удельные потери энергии возрастают с уменьшением энергии частицы и особенно резко – перед остановкой в веществе, «пик» потерь называют *пиком Брэгга*¹. Этот эффект, например, используется в терапии онкологических заболеваний, где очень важно обеспечить максимальное выделение энергии в глубоко расположенной опухоли, причиняя при этом минимальный вред окружающей здоровой ткани.

Данный эффект взаимодействия ионизирующего излучения учитывается и при разработке защитных инженерных сооружений. Пример зависимости удельных потерь энергии протонным излучением с характерным для этого пиком Бегга

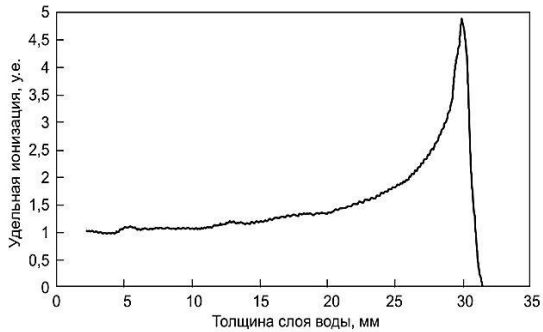


Рис. 4.1. Потери энергии при прохождении протонов с энергией 62 МэВ через воду

при прохождении слоя воды представлен на рис. 4.1. Для определенной среды и частицы с данным зарядом Z величина dE/dx является функцией только кинетической энергии. Проинтегрировав это выражение по всем значениям E от 0 до E_{\max} , можно получить полный пробег частицы, то есть полный путь (R), который заряженная частица проходит до остановки и полной потери кинетической энергии. Это важно учитывать при расчете защитных противорадиационных экранов.

¹Брэгг Уильям Генри (1862- 1942) – английский физик, лауреат Нобелевской премии по физике за 1915 г. (совместно со своим сыном У. Л. Брэггом). Занимался явлениями радиоактивности и рентгеновского излучения.

Поскольку *тяжелые заряженные частицы* (протоны, α -частицы) взаимодействуют в основном с атомными электронами, они мало отклоняются от направления своего первоначального движения. Вследствие этого пробег тяжелой частицы R измеряют расстоянием по прямой от источника частиц до точки их остановки. Обычно пробег измеряется в единицах длины (м, см, мкм) или длины, умноженной на плотность ($\text{г}/\text{см}^2$).

Для полного поглощения α -частиц, испускаемых радиоактивными изотопами, обычно достаточно листа бумаги, резиновых перчаток или 8-9 см воздуха. Пробеги протонов и α -частиц в некоторых средах приведены в таблицах 4.1 и 4.2.

Табл. 4.1. Пробеги протонов в алюминии

Энергия протонов, МэВ	1	3	5	10	20	40	100	1000
Пробег, см	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$7,8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$6,2 \cdot 10^{-2}$	$2,7 \cdot 10^{-1}$	$7,0 \cdot 10^{-1}$	3,6	148

Табл. 4.2. Пробеги α -частиц в воздухе, биологической ткани, алюминии

Энергия α -частиц, МэВ	4	6	8	10
Воздух, см	2,5	4,6	7,4	10,6
Биологическая ткань, мкм	31	56	96	130
Алюминий, мкм	16	30	48	69

Имеются эмпирические формулы для расчета пробега частиц в веществе, которые применяются при решении практических задач. Вследствие статистической флуктуации процессов ионизации, значения длины пробегов частиц обычно имеют разбросы, распределение которых можно считать гауссовым (и больше и меньше – с одинаковой вероятностью).

Вероятность упругого взаимодействия с атомом α -частицы энергией менее 10 МэВ очень мала. При неупругом взаимодействии часть кинетической энергии расходуется на возбуждение атома, структурную перестройку, и также при этом наблюдается активный процесс ионизации. При энергии

100...1000 МэВ ионизационные затраты энергии относительно малы. При большей энергии активность процесса ионизации снова возрастает.

Прохождение *электронов и позитронов* через вещество отличается от прохождения тяжелых заряженных частиц. Малые массы покоя электрона и позитрона приводят к относительно большому изменению импульса частиц при каждом столкновении, что вызывает заметное изменение направления их движения и скорости: имеет место ускоренное движение, и как результат – электромагнитное (тормозное) излучение.

Удельные потери кинетической энергии электронов складываются из суммы ионизационных и радиационных потерь. Ионизационные потери преобладают в области относительно небольших энергий. С ростом энергии электрона (E) растут радиационные потери. При энергиях электрона выше критической радиационные потери преобладают над ионизационными. Так для электронов с энергией 100 МэВ радиационные потери в железе и свинце превышают ионизационные соответственно в 3 и 10 раз. Отношение (K) удельных радиационных и ионизационных потерь энергии определяется зависимостью:

$$K = (dE / dx)_{\text{рад}} / (dE / dx)_{\text{иониз}} = 1,26 \cdot 10^{-3} Z \cdot E ,$$

где E выражается в МэВ, Z – средний заряд ядер атомов среды. Энергия электронов ($E_{\text{крит}}$), при которой величина удельных радиационных потерь равна величине удельных ионизационных потерь, называется критической. В области энергий, в которой преобладают радиационные потери, энергия электронов экспоненциально убывает при прохождении через вещество:

$$E = E_0 \exp(x / L_r) ,$$

где E_0 – начальная энергия электрона, E – энергия электрона после прохождения длины x , L_r – радиационная длина.

В качестве экранирующего слоя для электронов достаточно тонкого (несколько мм) слоя Al. Однако, следует проверять, обеспечивает ли толщина слоя защиту от тормозного γ -излучения, для уменьшения выхода которого защиту от электронов выполняют из легких материалов (плексигласа, обычного стекла).

Прохождение позитронов в веществе описывается теми же соотношениями, однако дополнительно необходимо учитывать эффекты аннигиляции налетающего позитрона с электроном вещества – в результате аннигиляции в большинстве случаев образуются два фотона.

Взаимодействие нейтронов с веществом. В связи с отсутствием у нейтронов электрического заряда они проходят в веществе без взаимодействий сравнительно большие расстояния, измеряемые сантиметрами. Эффективные микроскопические сечения² взаимодействия нейтронов с электронами атома пренебрежительно малы по сравнению с сечением взаимодействия заряженной частицы с атомом. Нейтроны сталкиваются главным образом с ядрами атомов, входящих в состав вещества. Явления, происходящие при взаимодействии нейтронов с ядрами, зависят от энергии нейтронов, поэтому обычно нейтроны делят на следующие основные энергетические группы.

1. Ультрахолодные нейтроны – нейтроны с энергией менее 10^{-7} эВ.
2. Холодные нейтроны – нейтроны с энергией $10^{-7} \dots 5 \cdot 10^{-3}$ эВ.
3. Тепловые нейтроны, находящиеся в термодинамическом равновесии с атомами окружающей среды – нейтроны с энергией $5 \cdot 10^{-3} \dots 0,1$ эВ.

² **Микроскопическое сечение ядерного взаимодействия** – величина, характеризующая вероятность взаимодействия частицы с атомным ядром, выраженная площадью диаметрального сечения воображаемого сферического пространства, в пределах которого взаимодействие ядра и частицы возможно; единица измерения – барн (1 барн = 10^{-28} м²).

4. Надтепловые нейтроны – нейтроны с энергией $0,1 \dots 0,5$ КэВ.
5. Промежуточные нейтроны – нейтроны с энергией $0,5$ КэВ... $0,2$ МэВ.
6. Быстрые нейтроны – нейтроны с энергией $0,2 \dots 20$ МэВ.
7. Сверхбыстрые нейтроны – нейтроны с энергией более 20 МэВ.

При прохождении нейтронов через вещество могут иметь место три основных вида взаимодействия с ядрами поглощающей среды: радиационный захват, упругое и неупругое рассеяния. При этом могут происходить также и ядерные реакции, например: (n,α) , (n,p) , $(n,2n)$, (n,f) и т.д. Вероятность того или иного вида взаимодействия (включая и ядерные реакции) определяется соответствующим микроскопическим сечением.

Быстрые нейтроны передают энергию главным образом в результате прямых столкновений с атомными ядрами. Энергия, переданная от нейтрона ядру, зависит от массы ядра и угла рассеяния. В среде из легких ядер нейтроны могут передавать практически всю свою энергию в результате нескольких столкновений. Для быстрых нейтронов наиболее важным результатом взаимодействия являются упругие (n,n) и неупругие (n,n') столкновения с атомными ядрами.

В зависимости от типа ядра и энергии налетающего нейтрона величина сечения изменяется в интервале нескольких барн. Быстрые нейтроны способны также производить множество ядерных реакций, наиболее характерными из которых являются реакции $(n,2n)$, (n,p) , (n,np) , (n,d) , (n,α) и некоторые другие.

Для *резонансных нейтронов* наблюдаются максимумы сечения взаимодействия при определенных значениях энергий нейтронов (резонансы), характерных для данного вещества. Основные процессы – рассеяние и замедление нейтронов до тепловых скоростей, а также радиационный захват нейтронов.

Энергии *тепловых нейтронов* не превышают энергии связи атомов в водородосодержащих молекулах. Поэтому в случае, если не происходит ядерной реакции, тепловые нейтроны могут вызвать лишь возбуждения колебательных степеней свободы, что приводит к разогреву вещества.

Наиболее характерными реакциями при взаимодействии тепловых нейтронов с веществом являются реакции радиационного захвата (n, γ). При уменьшении энергии нейтронов сечение упругого рассеяния (n, n) остается примерно постоянным на уровне нескольких барн, а сечение (n, γ) растет по закону $1/v$, где v – скорость налетающего нейтрона. Поэтому для очень медленных нейтронов возрастает не только абсолютная, но и относительная роль реакций радиационного захвата. В области тяжелых ядер начинают проявлять себя реакции деления (n, f).

Ослабление узкого (коллимированного) пучка нейтронов тонким слоем вещества происходит по экспоненциальному закону:

$$I(x) = I_0 \exp(-N\sigma x),$$

где I_0 и $I(x)$ – значения плотности потока до и после прохождения слоя вещества толщиной x , N – число ядер в единице объема вещества, а σ – полное микроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с веществом. Величина $\Sigma = N\sigma$ представляет собой *макроскопическое сечение* ядерного взаимодействия, имеет размерность обратной длины (см^{-1}) и называется – *линейный коэффициент ослабления потока нейтронов в веществе*.

Величина $\lambda = 1/\Sigma$ имеет размерность длины и называется средней длиной свободного пробега нейтрона в веществе. Значения длины свободного пробега быстрых нейтронов в различных материалах приведены в таблице 4.3.

Очевидно, что вещество, хорошо замедляющее нейтроны, то есть ослабляющее нейтронное излучение, должно содержать ядра и тяжелых, и легких элементов (к таким веществам могут относиться углеводороды).

Табл. 4.3. Длина свободного пробега быстрых нейтронов в материалах

Материал	Плотность, г/см ³	λ (см) при энергии	
		4 МэВ	14,9 МэВ
Полиэтилен (СН ₂) ₄	0,92	5,5	13,9
Плексиглас С ₅ Н ₈ О ₂	1,18	6,3	15,2
Карбид бора В ₄ С	1,67	12,0	17,2
Углерод С	1,6	11,4	24,0
Алюминий Al	2,7	14,1	15,9
Железо Fe	7,89	7,6	8,3
Свинец Pb	1,34	15,0	15,5

Взаимодействие электромагнитного излучения с веществом. При прохождении через вещество γ -фотоны (в энергетическом смысле гамма-кванты) взаимодействуют с атомами, электронами и ядрами, в результате чего интенсивность излучения уменьшается. В области энергий до 10 МэВ наиболее существенными процессами являются: *фотоэффект, эффект Комптона, образование электрон-позитронных пар.*

При энергии γ -фотонов выше 10 МэВ превышает порог фотоядерных реакций и в результате взаимодействия фотонов с ядрами становятся возможны реакции типа (γ, p) , (γ, n) , (γ, α) . Сечения фотоядерных реакций в области энергий до 100 МэВ составляют 1% полного сечения взаимодействия γ -фотонов с атомом. Однако фотоядерные реакции необходимо учитывать в процессах преобразования энергии фотонного излучения в веществе, так как вторичные заряженные частицы, (такие как протоны и α -частицы) могут создавать высокую плотность ионизации.

Закон ослабления нерассеянных γ -фотонов в веществе («узкий пучок») описывается экспоненциальной зависимостью:

$$I_d = I_0 e^{-d/l},$$

где I_d и I_0 – интенсивности излучения за экраном (толщиной d) и перед ним, l – толщина материала, ослабляющая излучение в e раз (длина релаксации), зависящая от энергии излучения и защитного материала.

Для расчета интенсивности нерассеянного и рассеянного в веществе излучений («широкий пучок») в этой формуле вводится множитель, называемый *фактором накопления* (отношение суммарных интенсивностей нерассеянного и рассеянного излучений к нерассеянному), зависящий от энергии излучения, геометрии и углового распределения излучения источника, компоновки, состава и размеров слоя вещества, взаимной ориентации источника, облучаемых объектов и экранирующей защиты. Его величина может достигать нескольких десятков.

Ослабление интенсивности I падающего пучка γ -фотонов в зависимости от толщины слоя вещества описывается соотношением:

$$I(x) = I_0 \exp(-\mu x) ,$$

где $\mu = \tau + \varepsilon + \chi$, τ – линейный коэффициент ослабления в случае фотоэффекта, ε – линейный коэффициент ослабления для комптон-эффекта, χ – линейный коэффициент ослабления в случае эффекта образования пар.

При *фотоэффекте* γ -фотон поглощается атомом и высвобождается электрон (фотоэлектрон). Энергетические соотношения при этом выглядят следующим образом:

$$E_\gamma = E_e + E_i ,$$

где E_γ – энергия первичного фотона, E_i – энергия связи электрона в атоме, E_e – кинетическая энергия вылетевшего электрона.

После вылета фотоэлектрона в атомной оболочке образуется вакансия. Переход менее связанных электронов на ва-

кантные уровни сопровождается выделением энергии, которая может передаваться одному из электронов верхних оболочек атома, что приводит к его вылету из атома (эффект Оже) или трансформироваться в энергию так называемого *характеристического рентгеновского излучения*. Таким образом, при фотоэффекте часть энергии первичного гамма-кванта (кванта энергии) преобразуется в энергию электронов (фотоэлектроны и электроны Оже), а часть расходуется на характеристическое излучение. Схематично процесс фотоэффекта изображен на рис. 4.2.



Рис. 4.2. Схематическое изображение процессов при фотоэффекте

Линейный коэффициент фотоэлектрического (фотоэф- фектного) поглощения пропорционален отношению:

$$\tau = Z^5 / E_\gamma^{3,5}.$$

Величина τ резко уменьшается с ростом энергии. При $E_\gamma > 10$ МэВ фотоэлектроны практически не образуются.

В случае *эффекта Комптона*³ (при упругом рассеянии электромагнитного излучения высоких частот на свободных электронах) часть энергии γ -кванта преобразуется в кинетиче-

³ **Кóмптон А́ртур Хóлли** (1892-1962) – американский физик, лауреат Нобелевской премии по физике 1927 года.

скую энергию электрона, а часть энергии уносит рассеянный фотон (другой, меньшей, частоты излучения) – это схематично показано на рис. 4.3. С увеличением энергии число рассеянных γ -квантов уменьшается, комптон-эффект слабее зависит от энергии фотонов по сравнению с фотоэффектом. Этим эффектом можно пренебречь лишь в области энергий $E_\gamma > 10$ МэВ, где становится существенным эффект образования электрон-позитронных пар.

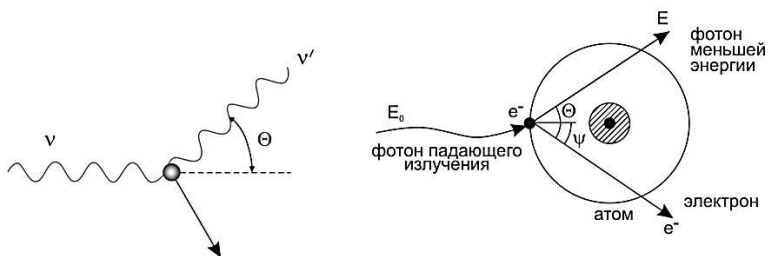


Рис. 4.3. Схематическое изображение процессов при комптон-эффекте

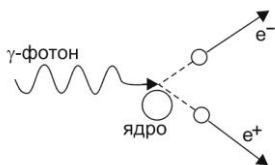


Рис. 4.4. Схематическое изображение процессов при образовании электрон-позитронной пары

Рождение *электрон-позитронных пар* при взаимодействии γ -фотона с полем атомного ядра (происходящее вне ядер атомов, но вблизи от них) является преобладающим процессом потери энергии γ -фотонем в веществе при энергиях выше 3 МэВ. Вероятность рождения пары в таком процессе, представленного схематично

на рис. 4.4, пропорциональна квадрату зарядового числа ядра. В случае образования электрон-позитронных пар баланс энергии имеет следующий вид:

$$E_\gamma = 2m_e c^2 + E_{e^-} + E_{e^+},$$

где E_{e^-} и E_{e^+} – кинетические энергии электрона и позитрона.

Во всех трех процессах взаимодействия первичного фотона с веществом часть энергии преобразуется в кинетические энергии электронов и позитронов, а часть – в энергию вторичного фотонного излучения. Поэтому коэффициент линейного ослабления потока фотонов μ можно записать в виде:

$$\mu = \mu_k + \mu_s,$$

где μ_k – линейный коэффициент передачи энергии излучения, который определяет долю энергии γ -излучения, переданную электронам и позитронам в слое вещества. μ_s – линейный коэффициент рассеяния, который определяет долю энергии γ -излучения, преобразованную в энергию вторичного γ -излучения.

Величина μ зависит от плотности ρ , заряда ядер вещества Z и энергии γ -фотонов E_γ . Можно использовать массовый коэффициент ослабления $\mu_m = \mu/\rho$.

Если точечный источник γ -излучения находится в вакууме, то плотность потока γ -излучения I будет меняться с изменением расстояния R до источника по закону:

$$I(R) = I_0 / 4\pi R^2.$$

Важно подчеркнуть, что физические процессы ионизирующего действия γ -лучей существенно отличается от механизма ионизирующего действия корпускулярного излучения, при этом основное отличие заключается в том, что γ -фотоны приводят к появлению быстрых электронов, которые затем производят ионизацию вещества на пути своего движения.

Л е к ц и я 5. **Общие количественные показатели воздействия ионизирующих излучений на вещество**

Как известно, отражением меры воздействия излучения на вещество являются так называемые дозовые показатели (доза – от греч. $\delta\acute{o}\sigma\iota\varsigma$: доля, порция). Для количественной оценки воздействия ионизирующей радиации на вещество в качестве дозовых показателей традиционно используют дозиметрические величины: поглощенная доза и экспозиционная доза.

Оценки специфического воздействия ионизирующей радиации на биологические ткани и организмы, дополняющие названные дозиметрические величины, будут рассмотрены отдельно.

Поглощенная доза – физическая величина, равная отношению энергии, привнесенной воздействующим на вещество излучением в рассматриваемом объеме, к массе вещества в этом объеме. В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм (*Дж/кг*), и имеет специальное название – *грэй* (Гр, Gy)¹. Физический смысл 1 Гр состоит в том, что это такая поглощенная доза, которую получает вещество массой 1 кг, если энергия поглощенного излучения равна 1 Дж. Используемая ранее внесистемная единица *рад* (rad)² равна 0,01 Гр.

Экспозиционная доза фотонного излучения – физическая величина, равная отношению суммарного заряда всех ионов одного знака, возникающих при полном торможении электронов и позитронов, которые были образованы фотонами в элементарном объеме воздуха, к массе воздуха в этом объеме.

¹ **Грэй Льюис Харольд** (1905-1965) – английский физик, работавший в области воздействия ионизирующей радиации на биологические организмы, один из родоначальников радиобиологии, определил поглощенную дозу ионизирующего излучения, единица измерения которой в СИ впоследствии была названа в его честь.

² **Рад** от англ. rad – radiation absorbed dose – поглощенная доза излучения.

Внесистемная единица экспозиционной дозы – рентген (Р). Экспозиционной дозе 1 Р соответствует такое рентгеновское и(или) гамма-излучение, которое образует в 1 см³ сухого воздуха (имеющего при нормальных условиях массу 0,001293 г) $2,082 \cdot 10^9$ пар ионов.

В условиях электронного равновесия экспозиционной дозе 1 Р соответствует поглощенная доза в воздухе, равная 0,873 рад. Единицей измерения в СИ является «кулон на кг» (Кл/кг), что соответствует образованию в 1 кг воздуха такого количества ионов ($6,24 \cdot 10^{18}$ пар ионов), суммарный заряд которых равен 1 Кл (каждого знака). Физический эквивалент 1 Кл/кг равен 33 Дж/кг (для воздуха).

Соотношения между рентгеном и Кл/кг следующие: 1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг – точно; 1 Кл/кг = $3,88 \cdot 10^3$ Р – приблизительно.

Мощностью дозы (поглощенной, экспозиционной) называется отношение величины дозы (поглощенной, экспозиционной) ко времени, в течении которого соответствующая доза получена веществом.

Гамма-постоянная (ионизационная постоянная) – мощность экспозиционной дозы, создаваемая нефльтрованным гамма-излучением точечного источника данного радиоактивного изотопа активностью в 1 мкюри на расстоянии 1 см; характеризует дозное поле, создаваемое данным изотопом (источником).

*Керма*³ как физическая величина есть отношение суммы начальных кинетических энергий dE_k всех заряженных частиц, образованных косвенно ионизирующим излучением в элементарном объеме, к массе dm вещества в этом объеме:

$$K = dE_k / dm.$$

³ «Керма» (англ. kerma) – аббревиатура «kinetic energy released in material» или «...in matter» (кинетическая энергия, выделяемая в веществе). Величина изначально была введена для характеристики нейтронного излучения, позднее распространена и на другие ионизирующие излучения.

Отметим, что dE_k учитывает не только кинетическую энергию частиц в результате столкновений, но также энергию, которую заряженные частицы теряют в виде тормозного излучения, а величина dm должна быть настолько мала, чтобы эта величина заметно не влияла на радиационное поле.

Применительно к гамма-излучению в условиях электронного равновесия (равновесие в среде между входящими в вещество массой dm заряженными частицами и выходящими из него) керма совпадает с поглощенной дозой излучения, если можно пренебречь потерей энергии заряженных частиц (электронов и позитронов) на тормозное излучение. При этих условиях керма является энергетическим эквивалентом экспозиционной дозы.

Для γ -излучения керма выражает отношение суммарной кинетической энергии электронов и позитронов, образовавшихся под действием γ -фотонов в некотором объеме вещества, к массе вещества в этом объеме. Единицей измерения кермы, согласно определению, является *грей* (Гр). Таким образом, под кермой, при характеристике γ -излучения, можно понимать физическую величину, которая характеризует первую ступень поглощения γ -фотонов в веществе.

Понятие керма для единичного флюенса (K_p) соответствует керме для флюенса частиц (количества частиц падающего излучения, приходящихся на площадь поперечного сечения), при котором в объем облучаемого вещества с площадью поперечного сечения 1 м^2 попадает одна частица. Единица измерения в СИ K_p – Гр·м²/част.

Мощность кермы, K – есть отношение dK к dt , где dK – приращение кермы за время dt . Единица измерения в СИ: Дж·кг⁻¹·с⁻¹, то есть (Гр·с⁻¹).

Постоянная мощности воздушной кермы (керма-постоянная) Γ_δ – отношение мощности воздушной кермы K , создаваемой фотонами с энергией больше заданного порогового значения δ от точечного изотропно-излучающего источника данного радиоизотопа, находящегося в вакууме на расстоянии

r от источника, умноженной на квадрат этого расстояния, к активности A источника. Единица измерения в СИ: «грэй-метр в квадрате в секунду-беккерель» ($\text{Гр}\cdot\text{м}^2/\text{с}\cdot\text{Бк}$).

Керма-эквивалент источника K_e – мощность воздушной кермы фотонного излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения δ точечного изотропно-излучающего источника, находящегося в вакууме, на расстоянии l от источника, умноженная на квадрат этого расстояния. Единица измерения в СИ: грэй-метр в квадрате в секунду ($\text{Гр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$)

Линейная передача энергии (ЛПЭ) – отношение энергии, переданной среде движущейся заряженной частицей вследствие столкновений при перемещении ее на расстояние l , к этому расстоянию.

Из определения ЛПЭ следует, что линейная передача энергии является некоторым аналогом тормозной способности вещества, однако между этими величинами есть различие, которое заключается в том, что: во-первых, ЛПЭ не включает энергию, преобразованную в фотоны (не учитывает радиационные потери); во-вторых, при заданном пороге $E_{\text{пор}}$ ЛПЭ не учитывает кинетическую энергию частиц, превышающую $E_{\text{пор}}$.

Линейный коэффициент передачи энергии μ_e – отношение доли энергий dE/E косвенно ионизирующего излучения (исключая энергию покоя частиц), которая преобразуется в кинетическую энергию заряженных частиц при прохождении элементарного пути dl в веществе, к длине этого пути: $\mu_e = (1/E)(dE/dl)$. Массовый коэффициент передачи энергии выражается через линейный: $\mu_m = \mu_e/\rho$, где ρ – плотность вещества.

Для количественной оценки воздействия ионизирующих излучений на биологическое вещество (живые ткани, органы тела, организм в целом) принято использовать специальные дозиметрические величины, являющиеся производными от величин, рассмотренных выше.

Л е к ц и я 6. Дозиметрические величины для оценки воздействия ионизирующих излучений на биологические объекты

Известно, что в радиобиологии рассматриваются *три аспекта влияния ионизирующей радиации*: на биологический орган или ткань; на биологический организм (организм человека) в целом; на коллектив (группу) людей.

Оценка влияния ионизирующего излучения на отдельный орган или ткань. Радиобиологические исследования подтверждают, что *поглощенная доза* – основная физическая величина, применяемая в дозиметрии – не полностью отражает биологическое воздействие ионизирующей радиации, поскольку для различных видов ионизирующих излучений при одинаковой поглощенной дозе результат радиационного воздействия на биоткань может оказаться различным.

Действительно, известно, что при облучении живых тканей, результат воздействия излучения зависит не только от количества энергии, которое отдает излучение атомам живой среды, но и от плотности ионизации – количества пар ионов, которые образуются на пути излучения. Скажем, электрон, попав внутрь вещества, ионизирует на своем пути далеко не каждый атом – столкнувшись с одним атомом, он минует сотни других атомов, пока не столкнется с тем, который будет превращен в ион. Иначе обстоит дело с более тяжелыми частицами. Например, протон, который почти в 2000 раз тяжелее электрона, на своем пути ионизирует практически все встречающиеся атомы. Детально физические различия механизмов воздействия разных ионизирующих излучений уже были рассмотрены ранее.

Известно, что биологически равнозначные результаты воздействия ионизирующего излучения на органическую ткань могут быть вызваны, различными факторами – последствия могут оказаться одинаковыми, например, как в случае облучения живой ткани нейтронами, так и γ -фотонами. Так, если в

органическом веществе изменения произошли от воздействия гамма-лучей и поглощенная доза составила 2 Гр, то, как показывает опыт, идентичные последствия могут быть вызваны и быстрыми нейтронами, но в этом случае будет достаточно поглощенной дозы в 0,2 Гр. Отсюда понятно, что действенность быстрых нейтронов по отношению к биологическому объекту в 10 раз больше, чем γ -фотонов.

Иногда, чтобы дифференцировать специфику биовоздействия ионизирующей радиации, могут применяться оценки: *ионная доза* и *энергетическая доза*, однако этих оценок не достаточно, поскольку каждый вид излучения в определенной мере характеризуется и тем, и другим).

Учитывая медико-биологический опыт, независимо от физики воздействия, для характеристики результата влияния на биоткань (или отдельно рассматриваемый орган) излучений различного типа, применяют оценку – *эквивалентная доза* (H_T) ткани – поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий коэффициент W_R для данного вида излучения:

$$H_T = W_R \cdot D.$$

Эти коэффициенты W_R в свое время были названы «взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы». Также эти коэффициенты ранее назывались коэффициентами относительной биологической эффективности $K_{ОБЭ}$ излучения, позже название изменилось на «оценочный коэффициент», потом – на коэффициент качества излучения. Теперь же этот коэффициент принято называть *радиационным фактором*.

Величина того или иного коэффициента W_R для конкретного вида излучения была определена эмпирически путем сравнения поглощенных доз в биологической ткани производного и эталонного излучений, причем – в качестве эталон-

ного было выбрано моноэнергетическое – 200 КэВ – рентгеновское излучение.

Установлено, например, что для рентгеновского излучения, γ -излучения и β -частиц $W_R = 1$, для тепловых нейтронов $W_R = 3$, для протонов > 2 МэВ – $W_R = 5$, для быстрых нейтронов $W_R = 10$, для α -частиц и тяжелых ионов $W_R = 20$.

С введением взвешивающих коэффициентов стало возможным различать радиобиологические эффекты, производимые разными типами излучения в одной и той же биосреде при равных количествах поглощенной энергии.

Размерность величины эквивалентной дозы H_T – «джоуль на килограмм» (Гр), но для того чтобы было удобно отличать ее от единицы поглощенной дозы (Гр), в 1979 г. ей было присвоено оригинальное название «*зиверт*» (Зв, Sv) в честь шведского ученого Рольфа Зиверта¹.

Один зиверт соответствует поглощенной дозе в 1 Дж/кг для фотонных и β -излучений. Внесистемная единица эквивалентной дозы *бэр*² – биологический эквивалент рада – равна 0,01 Зв.

При оценке доз в медико-биологической практике можно считать, что экспозиционная доза в 1 рентген для биологической ткани, поглощенная доза в 1 рад и эквивалентная доза в 1 бэр отражают равный биологический эффект.

Таким образом, согласно нормативным документам по радиационной безопасности – для учета биологического влияния данного вида излучения поглощенная доза D , усредненная по ткани или органу, умножается на *взвешивающий коэффициент* W_R излучения и называется *эквивалентной дозой H_T* .

Необходимо заметить, что при смешанном облучении, то есть при одновременном воздействии излучений разного вида

¹ **Зиверт Рольф Максимилиан** (1896-1966) – шведский радиофизик, изучавший воздействие ионизирующего излучения на биологические организмы, один из родоначальников науки радиобиологии.

² В англоязычной литературе бэр = **rem** (от англ. roentgen equivalent for man) – эквивалент экспозиционной дозы 1 рентген для человека.

(с различными взвешивающими коэффициентами) результирующая эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения.

Годовая эквивалентная доза – сумма эквивалентной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эквивалентной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

Оценка влияния ионизирующего излучения на организм в целом. Биологические эффекты от облучения всего тела принято классифицировать с медицинской точки зрения:

- эффекты облучения детерминированные, то есть определенно вредные клинически выявляемые биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше – тяжесть вреда зависит от дозы;
- эффекты облучения стохастические – потенциально вредные, случайно проявляющиеся биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы;
- вызванные облучением генные лучевые повреждения в организме, которые могут привести к изменениям в организме, сказывающимся на потомстве;
- эффекты облучения соматические – телесные изменения в организме самого облученного индивидуума, не передающиеся потомству.

Чтобы учесть суммарный эффект воздействия ионизирующей радиации на человека, зависящий от вклада изменений в каждом органе, эквивалентная доза H для каждого органа (или ткани) умножается на весовой тканевый множитель (W_T), отражающий радиочувствительность отдельного органа тела:

$$E = W_T \cdot H$$

Полученная *сумма* взвешенных эквивалентных доз для всех облученных тканей человека называется *эффективной дозой* (или полным эффектом эквивалентных доз), единица измерения в СИ – зиверт (Зв, Sv).

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов (тканевые факторы) учитывают возникновение стохастических эффектов ионизирующей радиации, возникающих в отдельных тканях или органах. Для организма в целом принимается коэффициент $W_T = 1$. Соответствующие тканевые факторы для некоторых жизненно важных органов человека имеют следующие значения:

- для гонад (яичников, семенников) – 0,20;
- для красного костного мозга – 0,12;
- для пищевода – 0,05;
- для толстого кишечника – 0,12;
- для щитовидной железы – 0,05;
- для легких – 0,12;
- для кожного покрова – 0,01;
- для желудка – 0,12;
- для клеток костных поверхностей – 0,01;
- для мочевого пузыря – 0,05;
- для молочных желез – 0,05;
- для остальных органов³ – 0,05.

³ Понятие «остальные органы» включает: надпочечники, головной мозг, экстраторакальный отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку. Если один из перечисленных органов получает эквивалентную дозу, превышающую самую большую дозу, полученную любым из двенадцати органов или тканей, для которых определены взвешивающие коэффициенты, следует приписать этому органу или ткани $W_T = 0,025$.

Значения коэффициентов W_T , как и W_R были введены Международной комиссией по радиационной защите МКРЗ (International Commission on Radiological Protection).

Считается, что использование понятия эффективной дозы допустимо при условии, что эквивалентная доза находится в области значений ниже порога возникновения детерминированных эффектов.

Иногда необходима оценка коллективного биологического воздействия ионизирующей радиации.

Коллективная эффективная доза – мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения, равная сумме индивидуальных эффективных доз, то есть сумма произведений от умножения средних доз, полученных различными группами подвергшихся воздействию ионизирующих излучений людей, на число людей в каждой группе. Единица коллективной эффективной дозы: *человеко-зиверт* (чел.-Зв).

В некоторых случаях требуются дополнительные величины для оценки биологического воздействия ионизирующей радиации.

Амбиентный эквивалент дозы (англ. ambient – окружающий, охватывающий) – эффективная доза, которую получил бы человек, если бы он находился на месте, где проводится измерение. Единица амбиентного эквивалента дозы – *зиверт* (Зв).

Эффективная годовая доза – это сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Единица годовой эффективной дозы – *зиверт* (Зв).

Эквивалент индивидуальной дозы – рабочая дозиметрическая величина, применяемая для индивидуального мониторинга – представляет собой эквивалент дозы в мягкой биологической ткани под заданной точкой тела на соответствующей (заданной) глубине. Одним из возможных подходов при измерении этой величины может быть использование детектора, но-

симого на поверхности тела и покрытого тканеэквивалентным материалом соответствующей толщины.

Замечание. Если при заданной ориентации тела в однородном и однонаправленном поле излучения эквивалентная доза, получаемая любым малым участком чувствительного слоя кожи, более чем в десять раз превышает эффективную дозу, то говорят, что излучение является *слабопроникающим*. Если же эквивалентная доза менее чем в десять раз превышает эффективную дозу, то такое излучение называют *сильнопроникающим*.

Для слабопроникающих и сильнопроникающих излучений рекомендуются для контроля глубины 0,07 мм и 10 мм, соответственно, хотя в особых случаях могут быть использованы и другие глубины, скажем, 3 мм для хрусталика глаза. Например, при обозначении $H_p(d)$ величина $H_p(10)$, то есть эквивалент индивидуальной дозы на глубине 10 мм, используется для получения оценки эффективной дозы, которая исключает как ее недооценку, так и значительную переоценку.

Считается, что чувствительные клетки кожи находятся на глубинах от 0,05 до 0,1 мм от поверхности кожи и поэтому величина $H_p(0,07)$ используется для оценки эквивалентной дозы на кожу. Величину $H_p(0,07)$ следует также использовать для мониторинга радиоактивного загрязнения конечностей, когда эквивалентная доза, полученная эпителием, является ограничивающей величиной.

Калибровка средств измерения (дозиметров) при проведении контроля биологического воздействия ионизирующей радиации производится на соответствующем фантоме (модельном, воображаемом объекте). Величина $H_p(d)$ может быть использована для указания эквивалента дозы в точке фантома, представляющего все тело. Если дозиметр измеряет $H_p(d)$ правильно в точке такого фантома, предполагается, что он измеряет достаточно точно эту величину и для всего тела любого обследуемого лица.

Доза предотвращаемая – прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями. После поступления радионуклидов в организм человека доза формируется в течение всего периода времени их нахождения в организме, поэтому своевременное выведение радионуклидов из организма может служить эффективным средством защиты и методом предотвращения получения прогнозируемой дозы.

Ожидаемая доза (эффективная или эквивалентная доза) – это суммарная доза, получаемая в течение некоторого периода и рассчитываемая как временной интеграл мощности дозы.

Максимальная эквивалентная доза (МЭД) – наибольшее значение суммарной эквивалентной дозы в теле человека или каком-либо критическом органе от всех источников внешнего и внутреннего облучения.

Максимальная эквивалентная доза от единичного флюэнса частиц (или фотонов) – дозиметрическая характеристика внешнего излучения данного вида, энергии и направления распространения. Эта величина численно равна отношению дозы $H_{\text{макс}}$ в критическом органе или теле человека, созданной данным ионизирующим излучением с данным направлением распространения (угловым распределением) к переносу одной частицы Φ этого излучения на единицу поверхности (к единичному переносу): $h_{\text{макс}} = H_{\text{макс}}/\Phi$ или $h_{\text{макс}} = 'H_{\text{макс}}/\varphi$, где $'H_{\text{макс}}$ мощность максимальной эквивалентной дозы; φ – плотность потока частиц этого излучения.

Полувековая ожидаемая эффективная (или эквивалентная) доза – ожидаемая эффективная доза H_E (или ожидаемая средняя эквивалентная доза H_T) в организме (или некотором органе), которая накопительно будет получена в течение 50 лет с момента времени t_0 поступления радионуклида в организм человека.

Л е к ц и я 7. Необходимость проведения дозиметрического контроля для обеспечения противорадиационной защиты

Дозиметрический контроль, в том числе с применением количественных оценок, в первую очередь необходим постольку, поскольку без этого невозможно обеспечить безопасность человека и других биологических объектов, значимых для человека.

Опасность ионизирующей радиации была осознана человечеством в историческом масштабе относительно недавно. На рубеже XV–XVI вв. среди шахтеров, добывавших серебро в глубоких (до 400 м) коях в районе г. Шнееберга в Саксонии (Германия), была замечена повышенная смертность от легочных заболеваний. Знаменитый врач и алхимик того времени Филипп Ауреол Теофраст Бомбаст фон Гогенгейм (Парацельс, 1493–1541) предположил, что симптомы «шнееберговской чахотки» связаны с ослаблением организма вследствие болезни легких от вдыхания рудной пыли, но позднее Naerting и Hesse (1879 г.), а вслед за ними и другие исследователи идентифицировали заболевание как рак легких, от которого умирали на протяжении многих веков от 2/3 до 3/4 шнеебергских горняков. Как выяснилось спустя столетия, заболевание шахтеров оказалось связанным с воздействием ионизирующих излучений радиоактивного газа (радона) и короткоживущих продуктов его ядерного распада, накапливающихся в воздухе плохо вентилируемых шахт.

В конце XIX века были открыто рентгеновское излучение (1895 г.) и явление радиоактивности (1896 г.). В дальнейшем изучение свойств рентгеновых лучей и излучений радиоактивных изотопов проводилось параллельно. Появились сообщения о патогенных свойствах ионизирующих излучений: в 1896 г. – о дерматитах у лиц, подвергавшихся частому облучению, а в 1902 г. – о лучевом раке кожи. Так, уже в 1895 г. помощник Рентгена В. Груббе получил радиационный ожог рук при работе с рентгеновскими лучами, а французский ученый А. Беккерель,

открывший радиоактивность, получил сильный ожог кожи от излучения радия. В 1907 г. число подтвержденных случаев смерти от ионизирующей радиации достигло 7. В 1915 г. Британское рентгенологическое общество рекомендовало применение свинца как средства защиты против вредного действия X-лучей (позднее названных рентгеновскими), а в 1928 г. была создана всемирная организация – Первый международный комитет по защите от рентгеновских и радиевых лучей. Этот Комитет к 1934 г. в качестве терпимо переносимой мощности экспозиционной дозы предложил 0, 2 Р/день. С годами этот нормативный уровень имел тенденцию к понижению.

До 1945 г. исследования были направлены на выяснение степени опасности ионизирующих излучений для биологических объектов, а также – на исследование лечебных свойств малых доз радиации. Когда в августе 1945 г. впервые было применено ядерное оружие (при бомбардировке городов Хиросима и Нагасаки), погибло около 200 тыс. человек и опасность ионизирующей радиации для человека (вплоть до летального исхода) стала очевидной не только для специалистов. Вторая половина XX века показала, что и в мирных условиях возможны радиационные инциденты с тяжелыми последствиями. Так, в 1986 г. в результате аварии на Чернобыльской АЭС более двухсот человек заболело острой лучевой болезнью, из которых несколько десятков людей погибло.

Теперь хорошо известно, что ионизирующие излучения вызывают повреждение клеток живого организма. Происходит это разными путями и посредством действия разных факторов. Установлено, что одинаковое облучение вызывает разные последствия у разных людей. Проявление этих последствий носит гетерохронный характер и может быть отложенным даже на десятки и сотни лет. Далее рассмотрим *пути воздействия ионизирующей радиации на человеческий организм*.

Воздействие ионизирующего излучения на организм может быть как внешним, так и внутренним, и вместе с тем – общим или локальным. Установлено, что общее воздействие внешнего

облучения человека имеет мощность 0,0003 Р/день за счет космического излучения и излучений радиоактивных элементов Земного происхождения. Кроме того, в организме среднестатистического человека постоянно (в течение всей жизни) содержатся, в частности, такие радиоактивные изотопы, как ^{40}K , ^{14}C и ^{226}Ra . От этих естественных радиоактивных изотопов человек массой 70 кг в течение 70 лет получает радиационную нагрузку около 0,0001 Р/день. Принято считать, что эти уровни облучения безвредны для человеческого организма.

Если источники ионизирующего излучения являются внешними по отношению к человеку, то они формируют внешние радиационные поля, которые воздействуют на организм через эпителий (кожный покров) – естественный внешний барьер тела. Эпителий является достаточно эффективной преградой для α -излучения (в большей степени) и для β -излучения (в меньшей степени), но совсем не может защитить от γ -излучения. Не все участки кожи одинаково реагируют на облучение. Скажем, в области подмышечных впадин, паха и под грудными железами, а также вдоль средней линии спины – особенно под креслом, эпителий подвержен тяжелым лучевым повреждениям и плохо восстанавливается. Светлая кожа блондинов более восприимчива к излучению, чем темная кожа. Если радиоактивные изотопы, формирующие внешнее облучение, могут попасть в организм с вдыхаемым воздухом, водой и продуктами питания, то тем самым формируя внутреннее облучение (иногда в течение многих лет). Радионуклиды могут равномерно распределяться внутри тела (например, натрий), а могут избирательно локализоваться в отдельных органах и тканях (например, йод – в щитовидной железе, стронций – в костях, цезий – в мягких тканях и т.д.). Если воздействие ионизирующей радиации стало внутренним, защититься от него намного сложнее, а иногда вовсе невозможно.

Механизмы воздействия ионизирующей радиации на человеческий организм кратко могут быть описаны следующим образом. Фотоны (рентгеновского и γ -излучений), которые об-

ладают наибольшей проникающей способностью, а потому представляют наибольшую опасность, воздействуют на биологический материал опосредованно; сами по себе они не могут – механически, химически или биологически – повредить живую клетку, но фотоны взаимодействуют с атомами или молекулами, например, с молекулами воды, что приводит вследствие ионизации к образованию высокоактивных короткоживущих свободных радикалов. Химически свободные радикалы проникают в критические структуры клетки (цитоплазму, ДНК, клеточные мембраны) – и разрушают нормальные жизненно важные химические связи или образуют аномальные химические связи, действующие на организм как яды.

Рассматривая факторы и механизмы патогенного влияния ионизирующей радиации на организм, целесообразно выделить воздействие ионизирующих излучений на жидкую и тканевую субстанции организма.

Действие ионизирующей радиации на жидкую субстанцию организма. Поскольку у человека основную часть массы тела составляет жидкость – преимущественно вода (около 75% в среднем, а в мозговой ткани до 85%), первичные процессы во многом определяются радиолизом – ионизацией молекул воды с образованием высокоактивных в химическом отношении гидроксильных групп OH^\cdot и ионов водорода H^+ . В присутствии кислорода образуется также свободные радикалы, электрически нейтральные, но химически активные – в том числе свободный радикал гидроксида водорода (H_2O^\cdot) и перекись водорода ($\text{H}_2\text{O}_2^\cdot$), являющиеся химически сильными окислителями. Поэтому при радиолизе воды происходит сдвиг кислотно-щелочного баланса и изменения в окислительно-восстановительных процессах, приводящие к нарушению обмена веществ в организме. Как следствие, продукты радиолиза активно вступают в реакцию с белковыми молекулами, часто образуя токсичные соединения. Таким образом, ионизирующее излучение через химически активные продукты радиолиза воды влияет на человеческий организм косвенным путем.

Действие радиации на ткани организма. Проникающие в ткани организма α - и β -частицы непосредственно вступают в электрическое взаимодействие с атомами органических молекул, вызывая образование ионов, свободных электронов, а также способствуют радикальному разрыву молекул с образованием свободных радикалов. Фотоны γ -излучения и рентгеновских лучей за время порядка десяти триллионных секунды вызывают ионизацию опосредованно (в результате фотоэффекта, комптон-эффекта или путем образования электрон-позитронных пар). В результате ионизации атомов и радикализации молекул в течение следующих десяти миллиардных долей секунды возникающие реагенты участвуют в образовании инородных и патогенных для организма химически активных соединений и различных новых свободных радикалов. В течение следующих миллионных долей секунды в реакцию вступает новая генерация свободных радикалов, которые взаимодействуют также и с нормальными молекулами, вызывая химические модификации важных для организма веществ (белков, жиров, углеводов, секреторных выделений, ферментов, витаминов). Таким образом, возникает патологическая реакция тканей организма – биохимические изменения органов тела, которые могут стать неблагоприятными, болезнетворными и даже губительными для человека, как показано в табл.7.1.

Табл. 7.1. Патологические реакции тканей организма

Соматические эффекты	Генетические эффекты
Лучевая болезнь	Генные мутации
Локальные лучевые поражения, в том числе ожоги	Хромосомные аберрации
Лейкозы и ферментозы	Непредсказуемые генетические изменения
Новообразования в органах тела	Генная инженерия (модификация)

Невротическое действие ионизирующей радиации на организм. Негативный эффект от радиоллиза жидкостей орга-

низма и радиационные повреждения органических тканей не является результатом лишь суммарного влияния рассмотренных выше факторов. Их совместное действие вызывает неврологические расстройства как в периферической (симпатической и парасимпатической) нервной системе, так и в центральной нервной системе (в том числе приводит к возникновению очагов повышенной возбудимости в коре головного мозга). В результате это приводит к рассогласованию между нервной и гуморальной (жидкостной) системами организма, а в итоге – к чрезвычайно разнообразным патологиям. В зависимости от величины поглощенной дозы, эквивалентной дозы и эффективной дозы, а также в зависимости от *индивидуальных особенностей организма*, вызванные изменения могут оказаться *обратимыми* или *необратимыми* (см. табл.7.2). Очевидно, что обратимость эффектов связана с регенерацией клеток, скорость которой в различных тканях и у разных индивидуумов отличается.

Табл. 7.2. Опасность при различных поглощенных дозах облучения

Поглощенная доза, Гр	Причина и результат воздействия
$(0,7...2) \cdot 10^{-3}$	Доза от естественных источников (за год)
0,05	Предельно допустимая доза облучения в год
0,1	Уровень удвоения вероятности генных мутаций
0,25	Однократное облучение в чрезвычайных обстоятельствах
1,0	Доза возникновения острой лучевой болезни
3... 5	Без лечения 50% облученных умирает в течение 1-2 месяцев от нарушения деятельности клеток корстного мозга
10 ... 50	Смерть через 1-2 недели вследствие поражений главным образом желудочно-кишечного тракта
порядка 100	Смерть через несколько часов или дней вследствие повреждения центральной нервной системы

Опыт свидетельствует, что до определенной степени воздействия ионизирующая радиация в целом негативного влияния на организм не оказывает. После превышения некоторого

уровня степень негативного воздействия ионизирующих излучений на организм принято разделять на *лучевые поражения и лучевую болезнь*.

Любые негативные проявления и последствия от воздействия ионизирующего излучения называют *лучевыми поражениями*. В свою очередь, лучевые поражения могут привести к нарушениям нормальной жизнедеятельности организма, и тогда эти нарушения называют *лучевой болезнью*.

В медицине выделяют следующие формы лучевой болезни: *молниеносная, острая, подострая, хроническая*. Часто молниеносную, острую и подострую формы рассматривают как разновидности единой острой лучевой болезни.

Острая лучевая болезнь. Клинические проявления болезни зависят от суммарной дозы излучения, а также от ее распределения во времени и в теле человека. В зависимости от характера пространственного распределения дозы различают лучевую болезнь, вызванную равномерным (общим), местным и неравномерным облучением, а по распределению дозы во времени – острую и хроническую лучевую болезнь. Острая лучевая болезнь у человека развивается при кратковременном (от нескольких минут до 1-3 дней) облучении всего тела в дозе, превышающей 1 Гр. Может возникать при нахождении человека в зоне действия излучения или выпадения радиоактивных осадков, нарушении условий эксплуатации мощных источников излучения, ведущем к аварии, использовании общего облучения в лечебных целях.

Основные проявления острой лучевой болезни определяются поражением органов кроветворения с развитием аплазии костного мозга и обусловленными цитопенией осложнениями – геморрагическим синдромом, инфекционными поражениями, сепсисом; нарушением физиологической репродукции эпителия тонкой кишки с обнажением слизистой оболочки, потерей белка, и электролитов; тяжелой интоксикацией вследствие деструкции радиочувствительных тканей (костного мозга, тонкой кишки, а также кожи – при обширном поражении слабо-

проникающим внешним излучением); непосредственным поражением ЦНС с нарушением ее функций, особенно центральной регуляции кровообращения и дыхания. В соответствии с этим выделяют *костномозговую, кишечную, токсемическую, нервно-церебральную* и переходные между ними формы острой лучевой болезни, возникающие соответственно после общего облучения в следующих диапазонах доз: 1...10, 10...50, 50...100 и более 100 Гр.

Эффективному лечению поддается костномозговая форма острой лучевой болезни. В периоде ее формирования отчетливо выделяются 4 фазы: *фаза первичной реакции, латентная фаза, фаза разгара (выраженных клинических проявлений) и фаза раннего восстановления*. Продолжительность заболевания составляет около 2-3 месяцев от момента облучения (при более тяжелых поражениях до 3-6 месяцев).

Острая лучевая болезнь легкой (I) степени возникает при дозе 1...2,5 Гр. Умеренно выраженная первичная реакция (головокружение, тошнота) отмечается через 2-3 часа после облучения. Изменения кожи и слизистых оболочек, как правило, не выявляются. Латентная фаза – 25-30 суток. Инфекционные осложнения возникают редко, кровоточивости органов не наблюдается, восстановление организма медленное, но полное.

Острая лучевая болезнь средней (II) степени развивается при поглощенной дозе 2,5...4 Гр. Первичная реакция (головная боль, тошнота, иногда рвота) возникает через 1-2 часа. Возможно появление эритемы¹ кожи. Латентная фаза – 20-25 суток. Характерны инфекционные осложнения, изменения слизистой оболочки рта и глотки. Возможны летальные исходы, особенно при запоздалом и неадекватном лечении.

Острая лучевая болезнь тяжелой (III) степени наблюдается при поглощенной дозе 4...10 Гр. Первичная реакция возникает через 30-60 мин и резко выражена (повторяющаяся

¹ **Эритема** (от греч. ερυθρός – красный) – сильное покраснение кожи, вызванное расширением капилляров. Один из симптомов воспаления.

рвота, повышение температуры тела, головная боль, эритема кожи). Длительность скрытой фазы не превышает 10-15 дней. В разгаре болезни отмечаются выраженная лихорадка, поражения слизистой оболочки рта и носоглотки, инфекционные осложнения различной этиологии (бактериальной, вирусной, грибковой) и локализации (легкие, кишечник и др.), возникает умеренная кровоточивость органов, возрастает вероятность летальных исходов (в первые 4-6 недель).

Острая лучевая болезнь крайне тяжелой (IV) степени возникает при поглощенной дозе более 10 Гр. Симптоматика обусловлена глубоким поражением органов кроветворения, характеризующимся ранней стойкой лимфопенией², а затем анемией³. Сокращается продолжительность скрытой фазы, приобретают первостепенное значение поражения других органов (кишечника, кожи, головного мозга) и общая интоксикация, летальные исходы практически неизбежны.

Хроническая лучевая болезнь. Это общее заболевание организма, развивающееся в результате длительного действия ионизирующего излучения в относительно малых, но превышающих допустимые уровни дозах. Характерно поражение различных органов и систем организма. В соответствии с современными представлениями об этиологии хронической лучевой болезни, она может быть вызвана как общим или местным облучением, так и действием радиоизотопов с избирательным депонированием⁴ в органах тела.

Гомеопатические эффекты ионизирующего излучения. Интересно отметить, что еще в ходе медико-биологических исследований в 70-х годах XIX века двумя независимыми исследо-

²**Лимфопения** (от лат. *lympha* – влага, греч. *penia* – бедность, недостаток) – снижение концентрации лимфоцитарных кровяных клеток в общем объеме циркулирующей крови, менее 1000 в 1 мкл.

³**Анемия** (от др.-греч. *anema* – недостаток; *vaicia* – кровь), или **малокровие** – группа синдромов, характеризующихся снижением концентрации гемоглобина в крови, чаще при одновременном уменьшении числа эритроцитов.

⁴**Депонирование** (лат. *dēponō* – кладу, оставляю) – процесс накопления и сохранения (в данном случае – радионуклидов в организме).

вателями Хьюго Шульцем (Hugo Schulz, академический ученый) и Рудольфом Арндтом (Rudolf Arndt, психиатр и гомеопат) была установлена закономерность в области фармакодинамики, известная нам под названием «закон Арндта-Шульца», а именно: слабые воздействия на организм стимулируют физиологическую активность, средние – подавляют, а сильные – полностью тормозят. Подмеченная закономерность по существу являлась развитием принципа, сформулированного в начале 19 века Христианом Фридрихом Самуилом Ганнеманом, основоположником гомеопатической медицины, который сумел обобщить опыт своих предшественников, начиная со времен Гиппократа.

В XX веке были предприняты попытки обосновать применимость этого принципа и по отношению к воздействию радиации на живую Природу, некоторые исследователи отмечали, что «малые дозы обладают стимулирующим, средние – угнетающим и большие – разрушающим действием».

Появились исследования, свидетельствующие о том, что сокращение продолжительности жизни животных, содержащихся при повышенном уровне воздействия ионизирующих излучений, наблюдалось лишь при суточных дозах, превышавших 0,01 Гр. При меньших же уровнях доз, продолжительность их жизни даже существенно повышалась. Так, ежедневное облучение крыс на протяжении всей жизни гамма лучами в дозе 8 мГр привело к повышению продолжительности их жизни на 25-30 %. Облучение грудной клетки обезьян в дозе 1 Гр повышало устойчивость животных к дифтерийному токсину. Облучение мышей в дозах 0,05...2 Гр понижало их летальность после заражения вирусом свиного гриппа. После облучения грызунов в дозах до 1 Гр повышалась фагоцитарная активность нейтрофилов⁵, активировался антителогенез⁶.

⁵ **Фагоцитоз** (от др.-греч. φαγεῖν – пожирать, κύτος – клетка) или **фагоцитарная активность нейтрофилов** – процесс, при котором клетки крови и тканей организма – фагоциты – захватывают и перерабатывают чуждые организму твердые частицы (у многоклеточных животных этот процесс реализует функцию удаления биологических отходов и патогенов).

Эти свойства малых доз ионизирующих излучений проявились и у человека при применении радоновых ванн или при приеме внутрь радоновой воды, когда отмечалась активация иммунных механизмов, и возникало общестимулирующее действие малых доз ионизирующей радиации на организм, улучшение обмена веществ, снижение артериального давления и другие благоприятные эффекты.

В 1943 г. С. Зонтманом и Д. Эрлихом исследовали стимуляцию различных систем организма внешними воздействиями, имеющими силу, недостаточную для проявления вредных последствий (гормезис⁷). Предложенный в 1980 г. Т. Д. Лаки термин «радиационный гормезис» отражал благоприятное влияние ультрамалых воздействий ионизирующей радиации на биологические организмы.

Механизм радиационного гормезиса на уровне клетки теплокровных животных состоит в иницировании синтеза белка, активации генезиса, репарации ДНК в ответ на микробиостресс – воздействие малой дозы облучения, близкой к величине естественного радиоактивного фона Земли. Соответствующие исследования к концу XX века были систематизированы и нашли отражение, в частности, в докладе Международного комитета ООН по действию атомной радиации (1994 г.).

Стимулирующие эффекты малых доз облучения уже давно используются в хозяйственной деятельности человека. Это реализуется, например, путем облучения куриных яиц в период инкубации, приводящее к повышению вылупляемости цыплят, ускорению полового созревания кур и повышению их яйценоскости, а также путем предпосевного облучения семян, повышающего их всхожесть и урожайность.

⁶ **Антителогенез** (др.-греч. γένεσις – рождение, происхождение) – процесс образования антител (от др.-греч. αντί – вместо, подобно как, взамен).

⁷ **Гормезис** – от греч. νόημασις – быстрое движение, стремление, ускорение.

Проявления стимулирующих эффектов малых доз свидетельствуют о повышении при их воздействии надежности механизмов гомеостаза⁸, в частности, за счет адаптивной (в ответ на повреждение клеток) активации восстановительных процессов в разных системах биологического организма.

Если гибель клетки после ее облучения связана, в первую очередь, с повреждением уникальных генетических структур, то в реализации стимулирующего действия ионизирующей радиации большее значение имеет активизация регуляторных метаболических процессов, связанных с мембранными структурами клеток.

Наличие феномена радиационного гормезиса позволяет предположить, что риск возникновения рака при малых дозах облучения может реально оказаться ниже, чем принятый сейчас – по данным оценок, полученных на основании экстраполяции высоких доз (1 случай в группе при коллективной дозе облучения 20 чел.-Зв). Измерительные оценки малых воздействий ионизирующего излучения на биологические организмы в этой связи представляют научный и практический интерес.

Вместе с тем, необходимость дозиметрического контроля диктуется и обстоятельствами, связанными с использованием человеком промышленных технологий, побочным эффектом в которых являются достаточно мощные ионизирующие излучения.

Эти излучения приводят к риску больших доз облучения организма – и возможность предотвращения потенциальной опасности лучевого поражения человека ионизирующими излучениями во многом зависит от правильных и своевременных измерительных оценок воздействия ионизирующей радиации.

⁸ Гомеостаз – (от греч. *homoios* – подобный и *stasis* – неподвижность) процесс, за счет которого достигается относительное постоянство внутренней среды организма (постоянство температуры тела, кровяного давления, концентрации сахара в крови).

ЧАСТЬ 2. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ

Л е к ц и я 8. **Востребованность дозиметрического контроля и обеспечения радиационной безопасности на АЭС**

Ядерные реакторы, в том числе ядерные энергетические реакторы энергоблоков АЭС, являются мощным источником ионизирующих излучений, ибо по технологическому замыслу в результате деления ядерного горючего, как побочные продукты (осколки) деления, в активной зоне в большом количестве образуются радионуклиды – основные и самые мощные источники (первоисточники) корпускулярного и фотонного излучений на АЭС.

Основными источниками радиационной опасности на АЭС являются:

- ядерный реактор;
- бассейн выдержки и перегрузки ядерного топлива;
- отработавшее топливо;
- трубопроводы и оборудование I контура (циркуляционные насосы, парогенераторы, компенсаторы объема, задвижки и т. д.);
- аппараты системы спецводоочистки и ее оборудование;
- хранилища радиоактивных отходов;
- трубопроводы и оборудование вентиляционных систем и спецгазоочистки;
- детали и механизмы СУЗ, датчики КИП и радиационного контроля, связанные с измерениями параметров I контура;
- радиоактивные источники, используемые для вспомогательных технических нужд.

Рассмотрим источники ионизирующего излучения на АЭС, в первую очередь представляющие потенциальную опа-

ность для персонала и определяющие востребованность дозиметрического контроля.

При *работающем ЯР* основными источниками γ -излучения в активной зоне являются: мгновенное γ -излучение (возникающее при делении ядер ^{235}U), γ -излучение продуктов деления, испускаемое в течение 10 мин. после деления ядер), γ -излучение долгоживущих продуктов деления (испускаемое за время более 10 мин. после деления ядер), захватное γ -излучение в результате (n, γ)-реакций – возникающее при захвате тепловых и надтепловых нейтронов ядрами атомов топлива, теплоносителя (замедлителя) и конструкционных материалов реактора.

Второстепенное значение при работающем реакторе имеют: γ -излучение при неупругом рассеянии нейтронов согласно реакции (n, $n\gamma$), тормозное γ -излучение – возникающее при поглощении материалами активной зоны β -частиц продуктов деления и γ -излучение продуктов активации в результате поглощения нейтронов стабильными ядрами материалов активной зоны и теплоносителя.

Что касается *нейтронного излучения*, то кроме нейтронов деления (среднестатистически мгновенных 2,5 нейтр./деление и запаздывающих 0,005 нейтр./деление) в активной зоне могут образовываться как нейтроны активации, так и фотонейтроны.

При *остановленном ЯР* основными источниками γ -излучения АЗ являются долгоживущие продукты деления и активационное γ -излучение (вклад других источников в суммарную плотность потока γ -излучения незначителен).

Анализ физических процессов в активной зоне показывает, что при расчете экранирующей защиты активной зоны реактора прежде всего следует учитывать мгновенное нейтронное излучение, мгновенное γ -излучение продуктов деления и захватное γ -излучение, так как они дают наибольший вклад в излучение при работе и после останова реактора – при этом

защита окажется достаточной для экранирования γ -излучения также активированных материалов и теплоносителя.

Проанализируем пространственную распределенность источников ионизирующей радиации на АЭС в пределах энергоблока с двухконтурной технологической схемой (свойственной, например, энергоблокам АЭС с реакторами ВВЭР-1000, ВВЭР-440).

Вода, используемая в качестве теплоносителя, при движении через активную зону работающего реактора приобретает *наведённую активность*, которая определяется активацией имеющихся в теплоносителе стабильных ядер химических элементов вследствие захвата ими нейтронов. При этом активации подвергаются как атомы кислорода и водорода воды (обеспечивая собственную активность теплоносителя), так и ядра атомов *примесей* (обеспечивающих примесную активность), например: продуктов коррозии и эрозии оборудования 1-го контура (активация атомов железа, кобальта, никеля, хрома и др.), а также атомов веществ, растворенных в воде (солей и кислот).

Собственная радиоактивность воды определяется:

- протекающей на быстрых нейтронах (с энергией более 10 МэВ) реакцией $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$, эту реакцию сопровождает γ -излучение (энергией 6,13, а так же 7,1 и 2,75 МэВ) радиоактивного изотопа ^{16}N (период полураспада ^{16}N составляет 7,4 секунды);

- протекающей на быстрых нейтронах (с энергией более 9 МэВ) реакцией $^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$, эту реакцию сопровождает β -излучение (3,7 МэВ) и нейтронное излучение (1 МэВ), причем естественное содержание изотопов кислорода ^{16}O и ^{17}O в воде составляет соответственно 99,8% и 0,039%.

- активацией дейтерия, образующего по реакции $^2\text{H}(n,\beta\gamma)^3\text{H}$ – и образование радиоактивного изотопа водорода трития Т (или ^3H), тритий характеризуется β -излучением (с периодом полураспада 12,3 года и максимальной энергией 18,6

КэВ), которое приводит в свою очередь к тормозному γ -излучению.

Обратим внимание на то, что возможна также активационная реакция $^{18}\text{O}(n,\gamma)^{19}\text{O}$, но ее, как и $^2\text{H}(n,\beta\gamma)^3\text{H}$ при расчетах экранной защиты обычно не учитывают из-за незначительности эффектов.

Примесная радиоактивность воды может возникать вследствие, протекающих на тепловых нейтронах, реакций:

- $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$, $T_{1/2}=15$ часов, $E_{\gamma 1}=2,76$ МэВ, $E_{\gamma 2}=1,38$ МэВ;
- $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$, $T_{1/2}=45,1$ суток, $E_{\gamma 1}=1,1$ МэВ, $E_{\gamma 2}=1,29$ МэВ;
- $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$, $T_{1/2}=312,3$ суток, $E_{\gamma}=1,1$ МэВ;
- $^{55}\text{Mn}(n,\gamma)^{56}\text{Mn}$, $T_{1/2}=2,58$ года, $E_{\gamma 1}=0,846$ МэВ, $E_{\gamma 2}=1,81$ МэВ, $E_{\gamma 3}=2,11$ МэВ;
- $^{50}\text{Cr}(n,\gamma)^{51}\text{Cr}$, $T_{1/2}=27,7$ суток, $E_{\gamma}=0,32$ МэВ;
- $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, $T_{1/2}=70,8$ суток, $E_{\gamma 1}=0,511$ МэВ, $E_{\gamma 2}=0,81$ МэВ;
- $^{94}\text{Zr}(n,\gamma)^{95}\text{Zr}$, $T_{1/2}=64$ суток, $E_{\gamma 1}=0,72$ МэВ, $E_{\gamma 2}=0,75$ МэВ
- и других реакции.

Кроме того, вследствие негерметичности оболочек твелов (из-за скрытых заводских дефектов или последующих эксплуатационных повреждений – от микротрещин до сквозных отверстий) частицы облученного ядерного топлива, содержащего радионуклиды, под воздействием высокого давления изнутри, вызванного накоплением газообразных продуктов деления внутри топливных таблеток, в ограниченном количестве могут попадать в теплоноситель, омывающий топливные сборки.

Описанным путем из продуктов деления в теплоноситель, прежде всего, попадают радиоактивные изотопы йода I, стронция Sr, иттрия Y, а также криптон Kr и ксенон Xe.

Абсолютные значения выхода продуктов деления из топлива зависят от степени разрушения внутренней поверхности и оболочек.

Различают четыре степени негерметичности оболочек твэлов:

- 1 – микротрещины в оболочках (газовая неплотность);
- 2 – нераскрытые микротрещины;
- 3 – раскрыты трещины;
- 4 – открытие оболочки.

При негерметичности 1-й и 2-й степени нет контактов топлива с теплоносителем. Негерметичность 3-й и 4-й степени обязательно приводит к прямому контакту топлива с теплоносителем.

Поступления продуктов деления ядерного горючего в теплоноситель зависит от многих факторов: типа топлива в твэлах, глубины выгорания, состояния топлива (растрескивание, разбухание), температуры топлива.

Основное значение активности продуктов деления в теплоносителе определяют радиоактивные инертные газы (криптон Kr и ксенон Xe), галогены (изотопы брома Br, йода I) и теллур Te. Фильтрация воды приводит к относительному увеличению активности в группе летучих газов.

Числовые характеристики активности в первом контуре имеют значения: собственная активность теплоносителя (воды) может достигать $3 \cdot 10^9$ Бк/кг ($\sim 0,1$ Ку/кг); активность примесей в воде составляет около 10^6 Бк / г ($\sim 10^{-4}$ Ку/кг); продуктов коррозии 10^4 - 10^5 Бк/кг ($\sim 10^{-5}$ Ку/кг), от продуктов деления – около $3 \cdot (10^9$ - $10^8)$ Бк/кг ($\sim 10^{-1}$ - 10^{-2} Ку/кг).

Ясно, что при наличии описанных источников ионизирующих излучений на АЭС (и ненулевой вероятности преодоления ими защитных барьеров в полностью неисключаемых аварийных ситуациях), а также с учетом риска обращения с радиоактивными отходами, требуется систематический дозиметрический контроль для обеспечения безопасной эксплуатации объектов атомной энергетики и обеспечения соответствующей защиты оперативного персонала АЭС, а также других предприятий ядерного топливного цикла и населения (в случае радиационных инцидентов и аварий).

Лекция 9. Нормы радиационной безопасности и дозиметрический контроль

Смыслом осуществления дозиметрического контроля является необходимость обеспечения радиационной безопасности людей. Радиология (как раздел медицины) и радиобиология, а также радиационная гигиена и санитария помогают обоснованно регламентировать (нормировать) радиационные воздействия на человека. Соответствующая регламентация закреплена законодательно. При этом в основу санитарно-гигиенического нормирования (лимитирования) положено существование *пороговых доз*.

На территории Украины в настоящее время действуют Государственные гигиенические нормативы «Нормы радиационной безопасности Украины» (НРБУ-97), которые были утверждены Приказом Министерства охраны здоровья Украины № 208 от 14.07.97.

Нормами радиационной безопасности называются рекомендуемые в качестве допустимых уровни облучения человека, ниже которых ионизирующее излучение признано безопасным для жизни и здоровья человека.

Проще говоря, *нормы* определяют количественное воздействие ионизирующей радиации, которое существенно не сказывается на состоянии человеческого организма, другими словами, нормы радиационной безопасности – «установленные пределы оправданного риска».

В основу НРБУ-97 положены рекомендации Международной комиссии по радиологической защите (изданные в 1989 – 1996 гг.), документ НРБ-76/87, научные разработки отечественных и зарубежных специалистов в области противорадиационной защиты и радиационной безопасности. НРБУ-97 являются законодательным актом и должны выполняться на территории Украины всеми лицами, которые проводят практическую деятельность, связанную с источниками ионизирующего излучения.

НРБУ-97 законодательно закрепляет систему принципов, критериев, нормативов и правил, выполнение которых является обязательной нормой по отношению к обеспечению противорадиационной защиты человека и радиационной безопасности технических объектов.

Радиационная безопасность и противорадиационная защита строятся на основании следующих основных принципов:

1) любая практическая деятельность, сопровождающаяся облучением людей, не должна осуществляться, если она не приносит большей пользы облучаемым лицам или обществу в целом по сравнению с вредом, который она причиняет (принцип оправданности);

2) уровни облучения от всех, подпадающих под регулирование видов практической деятельности не должны превышать установленные пределы доз (принцип непревышения);

3) уровни индивидуальных доз и/или количество облучаемых лиц по отношению к каждому источнику излучения должны быть настолько низкими, насколько это может быть достигнуто с учетом экономических и социальных факторов (принцип оптимизации).

Этот подход согласуется с известным принципом ALARA¹.

Надо обратить внимание, что основные положения Международных норм безопасности, которые лежат в основе государственных НРБ, с учетом новых научных данных не раз пересматривались. Допустимые пределы облучения в разные периоды времени составляли: 1931 г. – 2 мЗв/сутки (0,2 бэр/сутки), 1936 г. – 1 мЗв/сутки (0,1 бэр/сутки), 1949 г. – 3 мЗв/неделю (0,3 бэр/неделю), 2000 г. – 1 мЗв/год (0,1 бэр/год); для сравнения – естественный фон на Земле в среднем составляет 0,3 мЗв/год (0,03 бэр/год).

¹ ALARA – (англ. ALARA, сокр. As Low As Reasonably Achievable – настолько мало, насколько разумно достижимо) – один из основных принципов, сформулированный в 1954 г. Международной Комиссией по Радиологической защите с целью минимизации вредного воздействия ионизирующей радиации. Предусматривает поддержание доз облучения на минимальных уровнях, разумно достижимых с учетом социальных и экономических факторов.

Современные нормы радиационной безопасности (НРБУ-97) разработаны в соответствии с основными положениями Конституции и Законов Украины «Про забезпечення санітарного та епідемічного благополуччя населення», «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку», «Про поводження з радіоактивними відходами», «Про захист людини від впливу іонізуючих випромінювань».

Кратко охарактеризуем законы, которыми традиционно руководствуются специалисты, работающие в области ядерных энерготехнологий и в смежных отраслях промышленности:

1. Закон «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности» – устанавливает порядок снятия с эксплуатации и ограничения эксплуатационных характеристик ядерных установок и объектов, предназначенных для обращения с радиоактивными отходами;
2. Закон «Об обращении с радиоактивными отходами» – определяет основы государственной политики в сфере обращения с радиоактивными отходами, в том числе отходами, образовавшимися при снятии с эксплуатации энергоблоков АЭС;
3. Закон «О защите человека от ионизирующих излучений» – определяет права человека на возмещение ущерба, нанесенного воздействием ионизирующих излучений.

Также имеют значимость и другие правовые документы, относящиеся к вопросам радиационной безопасности, в том числе:

1. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СПАС-88), регламентирующие санитарно-гигиенические нормы обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, охраны окружающей среды при проектировании, строительстве, эксплуатации и снятии с эксплуатации атомных станций;
2. Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций (ПРБАС-89), регламентирующие радиацион-

ные и организационно-технические нормы обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, охраны окружающей среды при вводе в эксплуатацию, в процессе эксплуатации и при снятии с эксплуатации энергоблоков атомных станций.

3. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-85), устанавливающие нормы по обеспечению радиационной безопасности при сборе, временном хранении, транспортировке и переработке или захоронении радиоактивных отходов, которые действуют за пределами территории АЭС.

Постановлением Главного государственного санитарного врача Украины № 116 от 12.07.2000 НРУБ-97 были переутверждены с Дополнением «Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення» (НРБУ-97/Д-2000).

В 2005 г. приказом МЗУ №54 были утверждены «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности Украины» (ГСП6.177-2005-09-02), в которых изложены требования по радиационной безопасности при организации работ с радиоактивными веществами в открытом и закрытом виде, рассмотрены работы с радиоактивными веществами I, II и III классов², изложены требования по организации радиационного контроля, рассмотрена радиационная безопасность при медицинском облучении пациентов и ряд других требований.

Далее необходимо подробнее охарактеризовать действующие нормы радиационной безопасности. В НРБУ-97 выделяют четыре группы *радиационно-гигиенических регламентированных величин*:

Первая группа регламентированных величин – базовые показатели для контроля за практической (промышленной) дея-

² Суммарная активность на рабочем месте, приведенная к группе радионуклидов с минимально значимой активностью 10^3 Бк : для I класса работ – 10^8 Бк; для II класса работ – 10^5 - 10^8 Бк; III класса работ – 10^3 - 10^5 Бк.

тельностью, целью которых является соблюдение облучения персонала промышленных объектов и населения на не более, чем допустимом уровне. В эту группу входят величины:

- лимит доз;
- производные уровни;
- допустимые уровни³;
- контрольные уровни⁴.

Вторая группа регламентированных величин – базовые показатели, имеющие целью ограничения облучения людей от источников ионизирующего излучения медицинского назначения. В эту группу входят: *рекомендованные уровни* (регламентируются отдельными специальными документами Министерства здравоохранения Украины).

Третья группа регламентированных величин – базовые показатели относительно предотвращенной в результате вмешательства дозы облучения населения в условиях радиационной аварии.

В эту группу входят:

- уровни вмешательства⁵;
- уровни действия⁶.

Четвертая группа регламентированных величин – базовые показатели относительно предотвращенной в результате вме-

³ **Допустимый уровень** – производный норматив лимитирования для поступления радионуклидов в организм человека за календарный год, на базе оценки усредненной за год эквивалентной дозы от определенной концентрации радионуклидов в воздухе, в воде и рационе питания.

⁴ Значения **контрольных уровней** устанавливаются на уровне ниже, чем соответствующие лимиты доз и допустимые уровни.

⁵ **Уровень вмешательства** – уровень отвлеченной дозы облучения, при превышении которой нужно применять конкретный контрмеры в случае аварийного или хронического облучения.

⁶ **Уровень действия** – величина, производная от уровней вмешательства, которая выражается в терминах таких показателей радиационной обстановки, которые могут быть измерены: мощность поглощенной дозы в воздухе на открытой местности, объемная активность радионуклидов в воздухе, концентрации их в продуктах питания, плотность выпадений радионуклидов на грунт и другие.

шательства дозы облучения населения от техногенно усиленных источников природного происхождения.

В эту группу входят:

- уровни вмешательства;
- уровни действия.

В НРБУ-97 по отношению к риску облучения выделяют *три категории лиц*:

Категория А облучаемых лиц, или персонал (профессиональные работники) – лица, которые постоянно или временно работают непосредственно с источниками ионизирующих излучений.

Категория Б облучаемых лиц, или ограниченная часть населения – лица, которые не работают непосредственно с источниками ионизирующего излучения, но по условиям проживания или размещения рабочих мест могут подвергаться воздействию ионизирующих излучений.

Категория В облучаемых лиц, или население – люди, постоянно находящиеся на территориях, достаточно отдаленных от источников ионизирующего излучения.

Предельно допустимые дозы для лиц соответствующих категорий устанавливаются как наибольшие значения индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при которых равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

В НРБУ-97 устанавливается *три группы критических органов*:

- 1-я группа органов – все тело, гонады и красный костный мозг;
- 2-я группа органов – мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталики глаз и другие органы, за исключением тех, которые относятся к 1 и 3 группам;
- 3-я группа органов – кожный покров, костная ткань, кисти рук, предплечья, голени и стопы ног.

Табл. 9.1. Основные нормативы ограничения облучения

Лимиты дозы облучения (мЗв·год ⁻¹)	Категория лиц, которые подвергаются облучению		
	А	Б	В
ЛД _Е (лимит эффективной дозы)	20	2	1
Лимиты эквивалентной дозы внешнего облучения:	↓	↓	↓
ЛД _{lens} (для хрусталика глаза)	150	15	15
ЛД _{skin} (для кожи)	500	50	50
ЛД _{extrim} (для кистей та стоп)	500	50	–

С лимитом дозы (ЛД) сравнивается сумма эффективных доз облучения от всех индустриальных источников излучения. В эту сумму не включают:

- дозу, которую получают при медицинском обследовании или лечении;
- дозу облучения от природных источников излучения;
- дозу, связанную с аварийным облучением населения;
- дозу облучения от техногенно-усиленных источников природного происхождения.

Устанавливаются следующие виды допустимых уровней.

Для категории А:

- 1) допустимое поступление ($ДН_A^{inhal}$) радионуклидов через органы дыхания;
- 2) допустимая концентрация ($ДК_A^{inhal}$) радионуклидов в воздухе рабочей зоны;
- 3) допустимая плотность потока частиц ($ДЩП_A$);
- 4) допустимая мощность дозы внешнего облучения ($ДПД_A$);
- 5) допустимое радиоактивное загрязнение ($ДЗ_A$) кожи, спецодежды и рабочих поверхностей.

Для категории Б:

- 1) допустимое поступление ($ДН_B^{inhal}$) радионуклидов через органы дыхания;
- 2) допустимая концентрация ($ДК_B^{inhal}$) радионуклидов в воздухе рабочей зоны.

Для категории В:

- 1) допустимое поступление радионуклидов через органы дыхания ($ДН_B^{inhal}$) и пищеварения ($ДН^{ingest}$);
- 2) допустимая концентрация радионуклидов в воздухе ($ДК_B^{inhal}$) и питьевой воде ($ДК^{inges}$);
- 3) допустимый выброс в окружающую среду.

Установлено, что при контроле годового поступления радионуклидов и дозы внешнего облучения лимиты не будут превышены, если одновременно выполняются следующие неравенства:

$$\frac{E_{lxt}}{ЛД} + \sum_i \frac{I_i^{inhal}}{ЛД_i^{inhal}} + \sum_i \frac{I_i^{ingest}}{ЛД_i^{ingest}} \leq 1 \quad (a)$$

$$\frac{H_{iens}}{ЛД_{iens}} \leq 1 \quad (б)$$

$$\frac{H_{skin}}{ЛД_{skin}} \leq 1 \quad (в)$$

$$\frac{H_{extrim}}{ЛД_{extrim}} \leq 1 \quad (г)$$

Установлено, что при контроле среднегодовой объемной концентрации радионуклидов в воздухе и воде (продуктах питания) и дозы внешнего облучения ЛД не будут превышены, если одновременно выполняется следующие неравенства:

$$\frac{E_{\text{tot}}}{\text{ЛД}} + \sum_i \frac{C_i^{\text{inhal}}}{\text{КД}_i^{\text{inhal}}} + \sum_i \frac{C_i^{\text{ingest}}}{\text{ДК}_i^{\text{ingest}}} \leq 1 \quad (\text{а})$$

$$\frac{H_{\text{iens}}}{\text{ЛД}_{\text{iens}}} \leq 1 \quad (\text{б})$$

$$\frac{H_{\text{skin}}}{\text{ЛД}_{\text{skin}}} \leq 1 \quad (\text{в})$$

$$\frac{H_{\text{extrim}}}{\text{ЛД}_{\text{extrim}}} \leq 1 \quad (\text{г})$$

Допустимые уровни загрязнения кожи, спецодежды, внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты изотопами: стронций ^{90}Sr + иттрий ^{90}Y , церий ^{144}Ce + празеодим ^{144}Pr , рутений ^{106}Ru + родий ^{106}Rh устанавливаются путем нормирования плотности потока испускаемых ими частиц $40 \text{ част.} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{мин}^{-1}$. Необходимо заметить, что радиоактивное загрязнение кожи тритием законодательно не нормируется.

Для предприятий, имеющих отношение к радиационным (ядерным) технологиям, нормируются лимиты эффективных доз, как показано в табл. 9.2.

На основе квот устанавливаются для каждого конкретного предприятия допустимые сбросы и выбросы, превышение которых не допускается по условиям нормальной работы и подлежит контролю.

Исходя из реалий работы промышленных предприятий, может планироваться превышение облучения персонала, однако при этом планирование повышенного облучения женщин в возрасте до 45 лет и мужчин моложе 30 лет запрещается.

Табл. 9.2. Квоты предела дозы для промышленных объектов с радиационно-опасными технологиями

Источник	ЛД за счет всех путей в формировании дозы для выбросов		ЛД за счет критического вида использования		Суммарный ЛД для отдельного предприятия	
	%	мкЗв	%	мкЗв	%	мкЗв
АЭС, АТЭЦ, АСТ	4	40	1	10	8	80
Урановые шахты	2	20	1	10	4	40
Заводы с радиационными технологиями	10	100	5	50	20	200
Другие источники	4	40	1	10	8	80

Повышенное облучение персонала, которое планируется – это облучение персонала (категория А) выше установленных пределов доз в непредвиденных ситуациях, возникновение которых возможно при осуществлении практической деятельности. Ситуации, при которых допускается планировать повышенное облучение персонала, это, например, ситуации: не могут быть устранены без проведения технологических операций, предусматривающих превышение лимитов доз; требуют срочного устранения; могут привести к развитию радиационной аварии или к значительным социально-экономическим убыткам.

Обоснование допустимости повышенного облучения персонала заключается в том, что вред от превышения лимитов доз у отдельных лиц персонала будет значительно меньше, чем возможный глобальный вред в случае развития радиационной аварии, если имеется такая альтернатива. Любая методика контроля дозовых нагрузок, выбросов и сбросов предприятий сводится к измерениям доз (дозиметри) при помощи соответствующих технических средств и сопоставлению значений измеренных величин с базовыми (принятыми) нормативами значениями.

Лекция 10. Физико-технические возможности детектирования ионизирующей радиации

Для обнаружения действия ионизирующей радиации, выполнения дозиметрии и осуществления дозиметрического контроля требуются специальные технические возможности.

Детектированием ионизирующего излучения называется его обнаружение при помощи технического воспринимающего устройства, называемого также первичным измерительным преобразователем (*детектором*).

Органы чувств человека не восприимчивы к ионизирующему излучению. Для его обнаружения необходимы детекторы с чувствительными элементами. При помощи чувствительных элементов, входящих в состав детекторов, можно обнаружить ионизирующие излучения по тем или иным изменениям, которые появляются в результате первичной ионизации и возбуждения атомов, а также по последующим физическим или химическим процессам в определенных, специально подготовленных для этого веществах. Возникшие изменения, появившиеся в детекторе, количественно оцениваются при помощи вторичного технического устройства. Так обеспечивается измерение величин, характеризующих действующее излучение.

Обратим внимание на параметры, которые в ходе научно-технического развития были предложены как физические величины и теперь могут использоваться при проведении количественных оценок излучений.

К традиционно используемым параметрам для оценки фотонных излучений, относятся: *поток энергии* (поток излучения) и *плотность потока энергии* (плотность потока излучения).

Поток энергии определяется количеством энергии, переносимой излучением в единицу времени (по физическому смыслу поток энергии совпадает с понятием *мощности излучения*).

Плотность потока энергии определяется отношением количества энергии, переносимой в единицу времени, к площади

поверхности, через которую передается энергия. Эта физическая величина связана с понятием *поверхностной плотности потока излучения*. Заметим, что если единичная площадь поверхности, на которую падает излучение (сквозь которую проходит поток) расположена перпендикулярно пучку (направлению распространения излучения), то плотность потока энергии может быть названа *интенсивностью излучения*.

Названные выше параметры были известны в физике еще до открытия ядерных ионизирующих излучений и использовались в метрологии излучений электромагнитной природы.

Электромагнитные (фотонные) излучения могут также характеризоваться *энергетической экспозицией* (лучистой экспозицией), определяемой отношением энергии к площади поверхности, с которой испускается или которой воспринимается излучение. Аналогом этой физической величины для оценки падающего корпускулярного излучения является *флюенс частиц* (от англ. fluens – покрытие), определяемый отношением количества частиц, приходящихся на единицу площади поверхности.

Отношение количества частиц, составляющих излучение, ко времени, в течение которого частицы испускаются или поглощаются, называют *потоком частиц*. Если частицы движутся в одном направлении, то есть в виде мононаправленного пучка, то значение потока частиц в этом случае совпадает со значением *тока частиц* (в других направлениях значение потока частиц будет изменяться пропорционально косинусу угла между данным направлением и направлением тока). *Плотностью потока частиц* называется отношение количества частиц, приходящихся на единицу площади поверхности, ко времени нормального прохождения этих частиц через поверхность.

Обычно для количественной оценки движения частиц излучения через поверхность, используют величину флюенса и (иногда) тока частиц, а для количественной оценки диффузии

частиц в некотором объеме – параметр потока частиц и параметр плотность потока частиц.

Далее сначала перечислим, а затем и кратко рассмотрим, исторически известные *методы детектирования ионизирующей радиации*, начиная с простейших: метод пузырьковой визуализации, метод конденсатной визуализации, метод толсто-слойных фотоэмульсий, метод анализа люминесцентного отклика, сцинтилляционный метод, метод денситометрической (оптической) оценки, метод цветовой индикации, метод оценки электропроводности веществ – к которым можно было бы добавить и другие методы.

Заметим, что различные методы детектирования ионизирующих излучений могут с различной степенью эффективности использоваться в измерительной практике и при проведении дозиметрического контроля.

Метод пузырьковой визуализации основан на наблюдении вскипания под действием излучения на перегретую жидкость. В этом методе ионы, порожденные облучением жидкости, выступают в роли центров парообразования (кипения), вокруг которых образуются визуально воспринимаемые пузырьки пара в жидкой среде. Соответствующее техническое устройство для реализации метода известно под историческим названием «пузырьковая камера». Подсчитываемое количество пузырьков может служить измерительной оценкой интенсивности ионизирующего излучения.

Метод конденсатной визуализации основан на наблюдении образования конденсата под действием излучения на переохлажденный пар, находящийся при температуре, близкой к точке росы. В этом методе ионы выступают в роли центров конденсации, вокруг которых образуются воспринимаемые визуально капли жидкости (конденсата). Соответствующее техническое устройство для реализации метода известно под историческим названием «камера Вильсона». Плотность туманообразного конденсата может рассматриваться как коли-

чувственная оценка для измерения интенсивности ионизирующего излучения.

Метод толстослойных фотоэмульсий основан на эффекте чувствительности так называемых фотоматериалов. В качестве чувствительных компонентов фотоэмульсий используют обычно галогениды серебра (соединения серебра с галогенами: бромом, хлором, фтором и йодом), которые чернеют в результате действия на них излучения после обработки необходимыми химическими реактивами. Каждая частица (элементарная порция) действующего на фотоэмульсию излучения, пронизывая кристалл фоточувствительного вещества, отрывает электроны от отдельных атомов галогена (скажем, брома), ионизируя их. При этом цепочка таких ионов образует скрытое изображение трека частицы, по которому, после химической обработки фотоэмульсии, можно оценить электрический заряд, энергию и массу отдельных частиц, составляющих излучение. Интегральная степень потемнения фотоматериала (после химического проявления) может служить измерительной оценкой суммарного количества энергии, поглощенной чувствительным слоем. Соответствующее устройство (точнее, приспособление), применяемое для детектирования ионизирующей радиации, представляет собой покрытую фотоэмульсией пленку, помещенную в кассету. При этом пленка защищена светонепроницаемой бумагой, чтобы исключить действие на нее видимого света. Этот метод в основном применяется в лабораторных исследованиях.

Для ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах также могут применяться (наряду с другими, более практичными, методами, которые еще будут рассмотрены отдельно) *методы химического детектирования*, идентификации и измерения параметров ионизирующих излучений. Так, небезынтересным представляется метод химического детектирования тепловых нейтронов Э. Харта. Детектирование в этом случае реализуют путем измерения количества газа, выделяющегося при облучении водного раствора

йодида калия в присутствии и в отсутствии борной кислоты. В присутствии борной кислоты количество выделившегося газа ($\text{H}_2 + \text{O}_2$) является мерой облучения, создаваемого суммарным действием γ -излучения и нейтронов (как быстрых, так и тепловых). В отсутствие борной кислоты газообразование происходит лишь в результате действия γ -фотонов и быстрых нейтронов. Результатом измерений после детектирования является последующее определение разности показаний соответствующих детекторов.

Метод анализа люминесцентного отклика базируется на эффекте люминесценции (от лат. *lumen* – свет), которое представляет собой возникновение видимого светового излучения, причиной которого, в рассматриваемом случае, может быть возбуждение или ионизация атомов. При ионизации атомы испускают свет вследствие перегруппировки электронов, когда места покинувших внутренние слои электронов занимают электроны из внешних слоев электронного облака.

Кратковременную люминесценцию называют *флуоресценцией*, а долговременную – *фосфоресценцией*. Соответствующие вещества, реагирующие на ионизирующее излучение люминесцентным откликом (чувствительные элементы детекторов), называют люминофорами (лат. *lumen* + греч. *φορός* – несущий). Наиболее известным видом люминофоров являются кристаллофосфоры. Использование люминофоров в качестве чувствительных элементов детекторов ионизирующих излучений является весьма распространенным.

Сцинтилляционный метод можно рассматривать как разновидность метода люминесцентного отклика. Краткосрочные, продолжительностью $10^{-8} \dots 10^{-9}$ с, вспышки света (сцинтилляции) по существу являются проявлением флуоресценции. Причиной возникновения сцинтилляций может быть процесс возбуждения обладающего соответствующими свойствами кристалла (сцинтиллятора), обусловленный пе-

реходом атомных электронов из валентной зоны электронного облака в зону проводимости под действием ионизирующего излучения. После образования вакансий для орбитальных электронов снятие возбуждения происходит за счет обратных переходов, сопровождаемых сцинтилляциями. Интенсивность вспышки различна для различных сцинтилляторов, обычно она невелика и световой сигнал требует усиления. Однако известны сцинтилляторы – к ним относится, например, сернистый цинк с примесью серебра $ZnS(Ag)$ – в которых сцинтилляции, вызванные α -частицами, настолько ярки, что их можно наблюдать невооруженным глазом в полной темноте.

К числу сцинтилляторов, обладающих сравнительно большим световым выходом, относится также йодид натрия легированный таллием $NaI(Tl)$. Также в качестве твердотельных неорганических сцинтилляторов используются (с легирующими примесями) йодид лития с европием $LiI(Eu)$, фторид лития с европием $LiF(Eu)$, йодид цезия с талием $CsI(Tl)$, бромид лантана с церием $LaBr_3(Ce)$, ортогерманат висмута $Bi_4Ge_3O_{12}$ (иначе BGO – Bismuth Germanate Oxide), и некоторые другие.

Техническая реализация чувствительных элементов детекторов может быть различной. Например, сульфид цинка широко применяемый при изготовлении детекторов ионизирующих излучений, наносят в виде тонкого слоя мелкокристаллического порошка на прозрачную плоскую основу (как вариант – на стекло). Если такой чувствительный элемент будет содержать в качестве компонента бор в составе того или иного химического соединения, то детектор окажется пригодным для регистрации нейтронов (с малой чувствительностью к γ -излучению).

Метод денситометрической оценки (от лат. *dēnsitas* – плотность и греч. *μετρεω* – измеряю) основан на анализе степени изменения оптической плотности материалов под действием ионизирующих излучений. Этот известный эффект связан с

возникновением дефектов кристаллической структуры твердого прозрачного вещества или нарушением молекулярных связей в органических материалах. Возникающие дефекты приводят к рассеянию фотонов видимого света и ухудшению оптической проницаемости, что может быть оценено количественно при помощи денситометра – прибора для определения степени изменения оптической плотности (и световой проницаемости) материала.

Метод цветовой индикации, или колориметрический метод (от лат. color – цвет и греч. μετρέω – измеряю) основан на эффекте визуально заметного изменения цвета или степени окраски теми или иными химическими посредниками в зависимости от величины или интенсивности ионизирующих излучений. К этой группе методов, очевидно, могут быть отнесены и способы детектирования излучений, предусматривающие необратимое обесцвечивание реагента-красителя в результате его облучения. Такие методы и средства для их реализации, как и некоторые другие, продолжают оставаться предметом разработок и исследований в области радиационной химии и химической физики.

Из всего разнообразия детекторов и регистрирующих устройств наиболее широкое распространение получили те, в которых в качестве носителей информации используются *электрические сигналы*, поскольку для преобразования, обработки и хранения таких сигналов (что важно для мониторинга) в этом случае могут быть использованы хорошо освоенные средства радиоэлектроники и компьютерной техники.

Методы и средства детектирования ядерных излучений, основанные на оценке *электропроводности веществ*, далее будут рассмотрены отдельно, поскольку они в первую очередь подчинены не столько задачам детектирования ионизирующих излучений и измерения их параметров, сколько задачам приборной дозиметрии и контроля, проведение которых требует применения более сложных конструкторских решений.

Л е к ц и я 11. Приборы для дозиметрического контроля

В зависимости от типа вторичного устройства, подключенного к детектору ионизирующей радиации, контрольно-измерительные приборы (радиометры) подразделяются на дозиметры и спектрометры. Если в результате радиометрии определяется (и контролируется) доза или мощность дозы, то говорят о дозиметрии и дозиметрическом контроле. При необходимости может определяться (и контролироваться) энергетический спектр излучения – в этом случае говорят о спектрометрии и для этого применяют *спектрометры*.

Если проводится дозиметрический или спектрометрический мониторинг, то используемые для этого технические средства должны содержать запоминающие устройства.

Контрольно-измерительный прибор-радиометр в общем случае имеет структуру, представленную на рис. 11.1:



Рис.11.1 Общая структура типового радиометра

Перечислим, как примеры технической реализации, некоторые измерительные приборы, традиционно применяемые в практике дозиметрии и приведем их краткие характеристики.

Прибор **СРП-68** (сцинтилляционный разведочный прибор) – предназначен для обнаружения радиоактивных источников по их γ -излучению, определения их активности и измерения мощности экспозиционной дозы. Эскизно прибор изображен на рис. 11.2.

Состоит из пульта (2,7 кг) и соединенного с ним при помощи кабеля блока детектирования (1 кг). В качестве чувствительного элемента детектора используется кристалл йодистого

натрия ($\text{Ø}30 \times 25$ мм), соединенный через оптический контакт с фотоэлектронным умножителем ФЭУ (оптический контакт обеспечивается смазкой – например, вазелиновым маслом), на выход которого поступает электрический сигнал, пропорциональный измеряемой величине. С торцевой стороны цилиндра

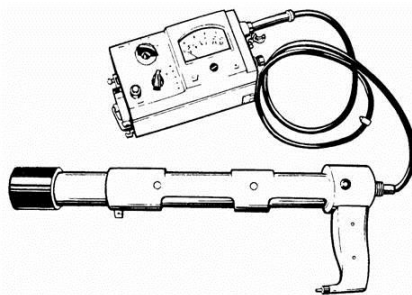


Рис. 11.2. Эскиз прибора СПР-68

блока детектирования, куда помещены чувствительный элемент и ФЭУ, имеется окно из тонкого (0,5 мм) алюминия, предохраняемое съёмным резиновым колпачком. На пульте размещены переключатель поддиапазонов измерений и стрелочный индикатор, снабженный шкалой, по которому ведется отсчет измеряемых величин. Энергетический порог регистрации γ -излучения находится в пределах 2,4...5,6 фДж (15...35 КэВ), диапазон измеряемых средних скоростей счета активности 0...10000 имп./с, диапазон измеряемых мощностей экспозиционной дозы 0...3000 мкР/час (поддиапазоны 30, 100, 300, 1000, 3000). Время установления рабочего режима 1 минута, максимальная длительность непрерывной работы 8 часов. Имеются различные модификации прибора.

Прибор **КРАБ-3** (контроллер радиации α -, β -) – предназначен для контроля загрязненности поверхностей α - и β -радиоактивными веществами путем измерения плотности потока частиц корпускулярного излучения. КРАБ-3 эскизно показан на рис. 11.3.

В комплекте прибора имеется два отдельных блока детектирования: БДЗА для α -излучения и БДБ для β -излучения, которые подключаются кабелями к общему пульту. Отсчет измерений ведется по цифровому индикатору, размещенному на пульте прибора. Для индикации имеется пять измерительных поддиапазонов, переключение которых происходит автоматически.

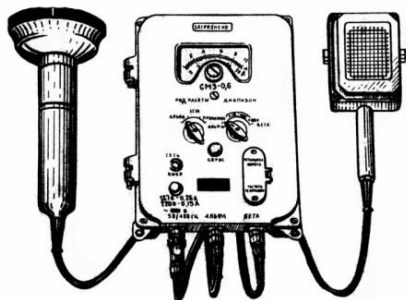


Рис. 11.3. Эскиз прибора КРАБ-3

рабочего режима блоков детектирования – 5 минут, максимальная длительность непрерывной работы – 24 часа. Блоки детектирования приборов могут быть подключены и к другим радиометрическим контрольным системам.

БДЗА имеет массу 2,7 кг, длину – 437 мм, диаметр – 198 мм. Конструктивно этот детектор выполнен в виде сборной конструкции, в которую входят: чувствительный элемент и узел его крепления, фотоэлектронный умножитель и преобразователь его выходного сигнала, кожух для обеспечения механической защиты и полиэтилен-терефталатная пленка для предохранения детектора от загрязнения. Чувствительным элементом БДЗА является вещество-люминофор ZnS/Ag , дающий вспышку света при попадании в него α -частицы, которая преобразуется фотоэлектронным умножителем в электрический сигнал, пропорциональный измеряемой величине.

БДБ имеет массу 1,5 кг, его размеры $140 \times 250 \times 55$ мм. Этот детектор представляет собой конструкцию прямоугольной формы с откидывающейся верхней планкой и откидной ручкой (обычно планка используется при измерениях загрязненности рук радиоактивными изотопами, а ручка – при измерении загрязненности тела и одежды, поскольку конструкцией прибора предусмотрено, что при измерении β -загрязненности без компенсации гамма-фона откидная планка должна быть прижата к поверхности блока детектирования). Внутри корпуса детектора

По α -излучению диапазон измерения плотности потока частиц $1 \dots 1000$ част. ($см^2/с$), по β -излучению диапазон измерения плотности потока частиц $20 \dots 10000$ част. ($см^2/с$). Радиометр обеспечивает световую сигнализацию о превышении заданных порогов. Время установления

размещены чувствительный элемент и узлы согласования с вторичным прибором. В качестве чувствительных элементов БДВ применены галогенные счетчики, представляющие собой разновидность газонаполненных счетчиков Гейгера-Мюллера, обеспечивающие электрический сигнал, пропорциональный измеряемой величине.

Прибор **КРК** (комбинированный радиометр концентрации, см. рис. 11.4) – предназначен для измерения концентрации α - и β -радиоактивных изотопов в твердых, жидких и газообразных веществах.

Конструктивно КРК содержит блоки детектирования и вторичный прибор – устройство анализа и индикации, к которому они подключены. Применяемые блоки детектирования, чувствительные элементы которых подобны рассмотренным выше (БДЗА и БДБ) имеют в соответствии с назначением прибора специальные полости (свинцовый домик, чаша, или резервуар) для размещения исследуемых проб грунта, воды или воздуха. Известны различные модификации этого прибора.

При решении задач дозиметрического контроля применяются различные типы радиометров: стационарные, носимые и портативные. Обычно в современных дозиметрических контроллерах в качестве материального носителя информации используются электрические сигналы, удобные для вторичного преобразования и анализа. Вариативный ряд конструктивного исполнения электроизмерительных дозиметров достаточно широк, но принципы действия схожи. Понимание принципов работы таких приборов важно для их правильного использования в дозиметрической практике.



Рис. 11.4. Эскиз прибора КРК

Л е к ц и я 12. Принципы работы электрических дозиметров

Основным методом современной дозиметрии является *метод оценки электропроводности веществ* (большой частью газов, иногда – полупроводников), который основан на эффекте изменения степени ионизации, возникающей при воздействии на газ (или другую среду чувствительного элемента датчика прибора) электрически заряженных частиц. Это обусловлено тем, что электрический измерительный сигнал при использовании такого метода можно преобразовывать, анализировать и регистрировать с использованием электронной аппаратуры, широко применяемой в современной метрологии.

В качестве простейшего детектора в составе дозиметрического контроллера, реализующего указанный метод, может служить так называемая *ионизационная камера* – герметичная газонаполненная колба с впаянными в нее электродами, которые через прибор для измерения силы тока (амперметр) подключены к источнику электродвижущей силы (источнику напряжения), как показано на рис.12.1.

В случае действия внешнего ионизирующего излучения вследствие образования в газе носителей заряда, то есть заряженных частиц (ионов и электронов), между электродами ионизационной камеры, внутри колбы, возникает электрический ток, называемый *газовым разрядом*.

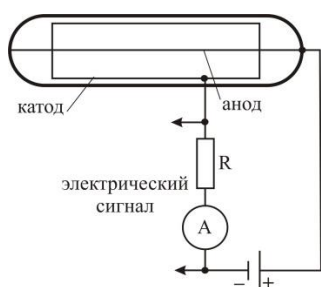


Рис. 12.1. Принципиальная схема ионизационной камеры

Мощность экспозиционной дозы ионизирующего излучения, которое в данном случае выступает в роли внешнего ионизатора, определяет степень ионизации газа в колбе, а это – в свою очередь – определяет силу тока во внешней цепи газоразрядной трубки, поэтому сила тока может служить мерой мощности экспозиционной дозы.

Типовые вольт-амперные характеристики ионизационной камеры имеют (каждая) в классическом случае 3 специфических последовательных участка, как показано на рис.12.2.

На **I** (восходящем) участке по мере увеличения напряжения растет число заряженных частиц, достигающих электрода и возрастает сила тока вплоть до значения «ток насыщения». Этот (до $U_{\text{насыщения}}$) участок характеристики отражает процессы частичной рекомбинации ионов в пространстве между электродами.

Участок **II** (горизонтальный) отражает режим насыщения, при котором все заряженные частицы, образующиеся при ионизации в объеме газа в единицу времени, достигают электродов – характеристика образует горизонтальный участок) – сила тока вплоть до напряжения $U_{\text{зажигания}}$ практически не изменяется.

Участок **III** (крутовосходящий) связан с возникновением ударной ионизации – вторичной ионизации нейтральных атомов высокоскоростными ионами, возникновение которой становится возможным при напряжении между электродами больше $U_{\text{зажигания}}$. Полный переход газового разряда в этот режим называется электрическим пробоем газа – по сути это переход газового разряда от несамостоятельного к самостоятельному¹.

Работу прибора обеспечивают в пределах горизонтального участка АВ кривой – то есть на «участке насыщения» вольт-

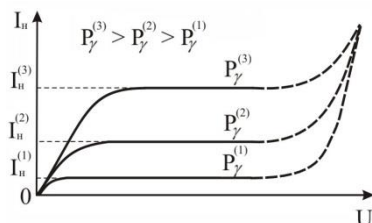


Рис. 12.2. Различные вольт-амперные характеристики ионизационной камеры в зависимости от значений мощности экспозиционной дозы излучения

¹ При **несамостоятельном** газовом разряде ионизация обеспечивается только внешним ионизатором и вскоре прекращается, если прекратилось внешнее воздействие. При **самостоятельном** газовом разряде наблюдается последствие внешнего ионизатора, то есть ток после прекращения действия внешней причины ионизации не прекращается (могут наблюдаться: тлеющий разряд, коронный разряд, искровой разряд, дуговой разряд – в зависимости от давления в газе, характера электродов и приложенного к электродам напряжения).

амперной характеристики. Чем больше мощность экспозиционной дозы регистрируемого дозиметром излучения, тем больше сила тока насыщения, а значит – и величина регистрируемого в ходе дозиметрии электрического сигнала. Трём значениям силы тока насыщения соответствуют три вольт-амперные характеристики (расположенные одна над другой), приведенные на рисунке.

Для регистрации единичных заряженных частиц, способных ионизировать газ, при использовании описанного детектора пользуются подсчетом импульсов электрического тока. Соответствующее устройство с вторичным измерительным преобразователем, где автоматически ведется подсчет импульсов, возникающих от поступления отдельных заряженных частиц, в этом случае называют *счетчиком частиц ионизирующего излучения*, или *газоразрядным счетчиком* (традиционное название – счетчик Гейгера²). Такой измерительный преобразователь может работать не только в режиме подсчета импульсов, но и в токовом режиме, когда переносимый между электродами заряд, отнесенный ко времени переноса, измеряется как сила тока.

Детектор дозиметра этого вида технически может быть изготовлен из тонкостенной металлической (стальной) или стеклянной (фольгированной изнутри) трубки длиной 10-15 см, диаметром 1-2 см, в середине которой аксиально протянут тонкий нитевидный вольфрамовый электрод. В подобной конструкции аксиальный электрод является анодом, а окружающий его трубчатый электрод – катодом.

Контакты от электродов выведены без нарушения герметичности за пределы камеры (к внешней цепи). Пространство внутри колбы заполнено разреженным инертным газом (неоном, аргоном или их смесью), с небольшой добавкой галогенов – например, хлора или брома (для усиления эффекта ионизации) или паров этилового спирта (для подавления самостоятельного

² **Гейгер Ханс Вильгельм** (1882- 1945) – немецкий физик, первым разработавший детектор α -частиц, сотрудник лаборатории Резерфорда. Изобрел в 1908 г. счетчик для регистрации частиц корпускулярного ионизирующего излучения.

газового разряда, когда он мешает процедуре измерений, как это предусмотрено в «самогасящемся» счетчике Гейгера-Мюллера).

Давление газового наполнения в колбе описанной ионизационной камеры дозиметра обычно устанавливают около 10 мм рт. ст. (около 1330 Па), чтобы обеспечить достаточную степень разреженности газа, необходимую для обеспечения приемлемой длины свободного пробега ионов и электронов при движении между электродами, чтобы эти заряженные частицы имели возможность достаточного разгона в газе для обеспечения эффекта вторичной (ударной) ионизации его атомов.

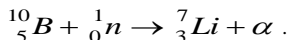
Необходимость в малом диаметре аксиального анода вызвана стремлением создать увеличенную напряженность электрического поля вблизи анода (вокруг тонкого электрода напряженность поля больше) для придания движущимся к нему электронам как можно большей кинетической энергии с целью усиления эффекта вторичной (ударной) ионизации газа.

Помимо регистрации заряженных частиц и γ -фотонов модифицированная ионизационная камера может применяться для детектирования нейтронного излучения. Вырабатываемый таким нейтронным детектором электрический сигнал пропорционален плотности потока нейтронов. Датчики и контроллеры нейтронного излучения на базе электроизмерительной техники востребованы, в первую очередь, на предприятиях атомной энергетики.

Чтобы использовать ионизационную камеру в качестве детектора для регистрации нейтронов, почти не способных к непосредственной ионизации наполняющего колбу газа, впаянные в колбу электроды покрывают слоем специального вещества-радиатора, способного под воздействием нейтронов становиться источником заряженных частиц.

Роль такого радиатора может играть делящееся от захвата нейтронов вещество, дающее осколки деления. Обычно эти осколки деления – β -излучатели, но также в качестве радиатора

может применяться изотоп бора ^{10}B , обеспечивающий эмиссию α -частиц согласно ядерной реакции:



Чтобы при детектировании нейтронов скомпенсировать фоновое ионизирующее γ -излучение, камера делается трехэлектродной, как показано на рисунке 12.3.

Такое техническое решение позволяет создать два электрических контура: контур, чувствительный к суммарному излучению «поток нейтронов + γ -фотоны» (с радиатором на электродах) и контур, чувствительный только к γ -излучению (без радиатора).

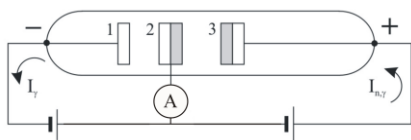


Рис. 12.3. Камера нейтронная, компенсирующая γ -фон (КНК), для измерения плотности потока нейтронов – нейтронный детектор

Подключение источников электропитания осуществляется так, что на регистрирующем приборе токи, возникающие в контурах, направлены встречно. Значения силы этих токов пропорциональны значениям мощности излучений (суммарного и фотонного). Поэтому результирующая величина силы тока (после вычитания путем встречного наложения) пропорциональна лишь величине плотности потока нейтронов.

Такое устройство – камера нейтронная компенсирующая – является технологически предусмотренным на АЭС внезонным детектором нейтронного излучения, исходящего из активной зоны реактора, может использоваться в дозиметрии и соответствующих системах контроля.

Современные дозиметры, содержащие аналого-цифровые преобразователи, позволяют получать измерительную информацию в цифровом виде, удобном не только для восприятия, но и для компьютеризированной обработки, хранения и последующего использования измерительных данных.

Л е к ц и я 13. **Персональный дозиметрический контроль и индивидуальная противорадиационная защита**

Персональный дозиметрический контроль, относящийся к отдельному человеку и его рабочему месту, обычно необходим среди специалистов, работающих с источниками ионизирующих излучений. К персональным средствам дозиметрического контроля относятся носимые дозиметры – такие, как показанные на рис. 13.1 и 13.2. Как правило, эти средства сочетаются с применением средств индивидуальной защиты, которые будут рассмотрены далее.

Мобильность и возможность использования дозиметра в качестве индивидуального средства контроля обеспечивает его малогабаритная и эргономичная конструкция (рис.13.1).

В простейшем случае носимый дозиметр может быть выполнен в виде миниатюрной ионизационной камеры, к которой подключен конденсатор с электроскопом (рис.13.2). Внешним электродом системы камера-конденсатор является дюралевый цилиндрический корпус, внутренним электродом – алюминиевый стержень. Электроскоп образует изогнутая часть внутреннего электрода (держатель) и прикрепленная к нему визирная нить (подвижной элемент). В передней части корпуса расположено отсчетное устройство – микроскоп с 90-кратным увеличением, состоящий из окуляра и шкалы. В задней части корпуса находится зарядная часть, состоящая из диафрагмы с подвижным контактным штырем.



Рис. 13.1. Малогабаритный персональный дозиметр с цифровым дисплеем и детектором на базе ионизационной камеры

Заметим, что зачастую новые модификации дозиметров отличаются от рассматриваемых аппаратных средств внешним техническим дизайном, но не принципом действия.

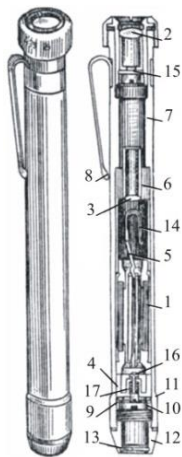


Рис. 13.2. Малогабаритный носимый зарядно-разрядный дозиметр:

- 1 – конденсатор; 2 – окуляр;
- 3 – объектив; 4 – обойма; 5 – внутренний электрод; 6 – малогабаритная ионизационная камера; 7 – корпус; 8 – зажим-держатель; 9 – кольцо; 10 – гайка; 11 – уплотнение; 12 – отвинчивающийся наконечник; 13 – стекло; 14 – визирная нить электроскопа; 15 – шкала с делениями; 16 – контакт для зарядки; 17 – пружина контакта

Современные дозиметры позволяют оценивать мощности эквивалентной и эффективной доз (измеряемых в Зв/с), которая определяется путем пересчета мощности поглощенной дозы (измеряемой в Гр/с), в общем случае соответствующей экспозиционной дозе (измеряемой в Р/с). Но следует помнить, что первичный сигнал, подлежащий преобразованию в дозиметрических контроллерах, всегда пропорционален именно мощности экспозиционной дозы.

Использование индивидуальных дозиметрических приборов и понимание радиационной обстановки позволяет эффективно и своевременно применять соответствующую противорадиационную защиту.

Организационные мероприятия, правила техники безопасности, санитарные правила и правила личной радиационной гигиены – составляет основу *индивидуальной защиты* людей, подверженных риску облучения.

Ординарная (обычная) индивидуальная защита – это методы и средства, доступные и приемлемые для всех категорий лиц. *Экстраординарная* (необычная, специфическая) защита – это методы и средства, доступные и приемлемые не всегда и не

для всех (например, – в силу имеющихся побочных отрицательных эффектов).

Функцию индивидуальной защиты человека наряду с естественным кожным покровом (эпителием) выполняют: специальная защитная одежда, персональные приспособления, а также определенные фармацевтические средства радиационной защиты. Все это относится к *средствам индивидуальной защиты*, применяемым по необходимости или профилактически.

Поскольку воздействие ионизирующей радиации на организм человека может быть внешним и внутренним, фактором воздействия являются потоки частиц или высокочастотные электромагнитные поля, проникающие через эпителий либо потоки частиц или электромагнитные поля, проникающие через слизистую оболочку органов дыхания или пищеварительного тракта от попавших внутрь организма радионуклидов.

Для защиты от внешнего облучения человека могут быть эффективны и спецодежда, и спецприспособления, и правила личной гигиены. Для защиты от внутреннего облучения могут быть эффективны только спецприспособления и определенные правила поведения. Рассмотрим подробнее средства индивидуальной защиты.

Спецодежда (см. рис.13.3) – это комбинезоны, спецкостюмы, плащи с капюшоном, чехлы, головные уборы, специальная обувь, бахилы, перчатки и рукавицы, а также защитные комплекты.

В качестве примера рассмотрим противорадиационный компактный комплект «КЗО-02». В состав ком-



Рис. 13.3 Экипированный индивидуальными средствами защиты и подготовленный к проведению измерений дозиметрист с носимым вторичным прибором для дозиметрического контроля

плекта входят: жилет защитный «Гамма-1» (ЖЗИ-02-ГИ); одноразовая накидка «Пыльник» (НО-01), охарактеризованные в табл. 13.1.

Табл. 13.1. Характеристики противорадиационного комплекта «КЗО-02»

Масса жилета, кг	12,0±0,35
Масса накидки, кг	0,6
Кратность ослабления γ -излучения	2
Диапазон размеров	50...54
Рост пользователя, см	165...180

Жилет «Гамма-1» является индивидуальным средством защиты от γ -излучения и обеспечивает защиту верхней части туловища и тазобедренной области. В дополнение к жилету «Гамма-1» применяется накидка «Пыльник», которая является средством защиты туловища и рук от радиоактивной пыли, а также применяемых для дезактивации растворов кислот и щелочей. Другим примером подобного рода средств индивидуальной защиты может служить комплект из жилета УПЖ-1 и пояса (УПП-1), показанные на рис. 13.4. Характеристики стандартных комплектов УПЖ-1 и УПП-1 приведены в таблицах 13.2 и 13.3.

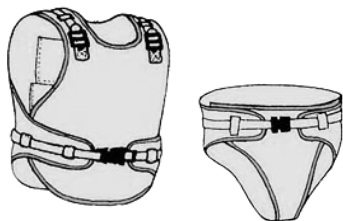


Рис. 13.4. Универсальные противорадиационные индивидуальные защитные средства: жилет и пояс

γ -нейтронного излучений при плановых работах и ликвидации аварийных ситуаций. Защитные (экранирующие излучение) элементы вставляются в карманы тканевой основы изделий. Эффективность такой защиты зависит от типа используемых вставных защитных накладок.

Табл. 13.2. Универсальный противорадиационный жилет УПЖ-1

Вид излучения	Кратности ослабления дозы излучения для типов защитных элементов			
	А	Б	В	Г
Нейтроны деления	1,5	1,5	1,2	1,2
Тепловые нейтроны	10	2,5	1,2	1,2
γ -излучение	1,1	1,5	1,2	2,5
Масса, кг	5	10	16	25

Табл. 13.3. Универсальный противорадиационный ояз УПП-1

Вид излучения	Кратности ослабления дозы излучения для типов защитных элементов			
	А	Б	В	Г
Нейтроны деления	1,3	1,2	1,1	1,1
Тепловые нейтроны	8,0	2,0	1,1	1,1
γ -излучение	1,0	1,2	1,4	1,9
Масса, кг	2,0	3,0	4,5	7,0

Необходимо отметить, что дезактивация защитной одежды, загрязненной радиоактивными веществами после ее использования, должна производиться только в специальных прачечных в соответствии с действующими инструкциями.

Для защиты органов дыхания могут использоваться персональные дыхательные приспособления – противогазы и респираторы (лат. *respiro* – дышу). Современные респираторы изготовлены на основе фильтрующего материала, представляющего собой гидрофобный полимер из ультратонких волокон полихлорвиниловой, полистероловой или метилметакрилатной ткани со стойким электростатическим зарядом, притягивающим аэрозольные частицы (фильтры Петрянова-Соколова¹).

¹ **Петрянов-Соколов Игорь Васильевич** (1907-1996) – российский ученый, доктор химических наук, академик АН СССР, разработчик системы защиты атмосферы помещений и средств защиты органов дыхания.

Обычный респиратор предназначен для защиты органов дыхания от аэрозолей радиоактивных веществ и биологических токсинов. Существуют модифицированные респираторы с более широкими возможностями, позволяющими защищать органы дыхания, например, от паров радиоактивного йода и полония.

В экстренных случаях для защиты органов дыхания применяют простейшие приспособления: носовые платки, бумажные салфетки, другие бытовые изделия из ткани, которыми можно прикрыть рот и нос. Не лишне знать, что влажный носовой платок или хлопчатобумажная ткань снижают ингаляционное поступление радиоактивных аэрозолей с размером частиц 1-5 мкм – до трех раз, а влажное махровое полотенце – до четырех раз.

Часто спецодежда и респираторные приспособления используются в едином индивидуальном комплекте: костюм со шлемом из хлопчатобумажной или смешанной ткани или комбинезон со шлемом из хлопчатобумажной ткани; белье хлопчатобумажное; носки хлопчатобумажные; ботинки с верхом из лавсановой ткани; пленочный полухалат с капюшоном; пленочные бахилы; перчатки резиновые с вкладышами и модифицированный респиратор РМ-2.

В случае загрязнения радиоактивными веществами средств индивидуальной защиты выше предельно допустимых пределов (что определяется при помощи средств дозиметрического контроля), они должны быть немедленно заменены чистыми.

Фармацевтические средства радиационной защиты (от греч. *фармаκός* – лекарство) можно разделить на средства лекарственной профилактики и терапевтические средства. К средствам лекарственной профилактики (от греч. *prophylaktikós* – предохранительный) относятся так называемые *радиомодифицирующие агенты* – химические препараты способные изменять (ослаблять или усиливать) радиочувствительность клеток, тканей и организма в целом. Терапевтические средства направлены на купирование симптомов лучевых

поражений или лучевой болезни. При использовании фармацевтических средств радиобиологическим эффектом можно управлять двумя способами: введением в организм чуждых ему веществ и(или) направленным стимулированием защитных функций организма физиологическими препаратами.

Препараты, вводимые в организм, как правило, перед облучением и повышающие сопротивляемость организма при воздействии на него радиации, называются *радиопротекторами*. Радиопротекторы частично тормозят развитие биохимических реакций организма, вызванных ионизирующим излучением. Обычно радиопротекторы – достаточно вредные для организма вещества, поскольку являются для него чуждыми и могут обладать побочным действием. Например, вредным побочным действием обладают относящиеся к радиопротекторам некоторые антибиотики (биомицин, стрептоцин) и наркотики (нембутал, барбамил). Применение радиопротекторов показано, если ожидаются дозы внешнего облучения, вызывающие острую лучевую болезнь. Наибольшая их эффективность отмечается при профилактике типичной (костно-мозговой) формы острой лучевой болезни, лучевых поражений кожи и в меньшей степени – при лучевых поражениях кишечника. Радиопротекторы неэффективны для профилактики токсемического синдрома острой лучевой болезни и церебральной формы лучевого поражения. При тяжелой форме острой лучевой болезни радиопротектор может резко повысить вероятность выживания, но при дозах излучения ниже 1 Гр вклад их в защиту организма уменьшается.

Поскольку щитовидная железа чаще всего страдает при загрязнении окружающей среды радиоактивными изотопами йода, которые активно адсорбируются ею, накапливаются и могут вызывать нарушения ее функций и как следствие – привести к тяжелым гормональным расстройствам, желателен профилактический прием – в случае ожидаемого присутствия в окружающем пространстве радиоактивного йода –

фармацевтических йодных препаратов: йодида натрия или калия. Йод весьма физиологичен для организма человека.

Известны также вещества, природно присущие организму, внутриклеточное содержание которых усиливает негативный радиобиологический эффект (например, кислород, гидроперекиси липидов, группа хинонов) и вещества, которые – напротив, проявляют радиозащитные свойства (например, тиолы, амины, липофильные антиоксиданты). Изменение баланса таких веществ на клеточном уровне может быть достигнуто применением фармацевтических препаратов для индивидуальной радиопротекции человека.

К радиозащитным соединениям относятся *витамины*, стимулирующие сопротивляемость организма. В первую очередь это относится к витаминам группы В и С. Хотя по мнению специалистов сама по себе аскорбиновая кислота (витамин С) не обладает защитным действием, но она усиливает действие витаминов В и Р. В то время как ионизирующие излучения разрушают стенки кровеносных сосудов, совместное действие витаминов Р и С (препарат аскорутин) восстанавливает их нормальную эластичность и проницаемость. Ионизирующие излучения разрушают клетки крови, снижают количество эритроцитов и активность лейкоцитов, но витамины В₁, В₃, В₆, В₁₂ улучшают процессы кроветворения, ускоряют восстановление эритроцитов и лейкоцитов. В то время как ионизирующее излучение снижает свертываемость крови, витамины Р и К₁ нормализуют протромбиновый индекс², улучшают другие показатели крови.

Вопросы противорадиационной защиты человека являются чрезвычайно важными, поскольку именно они определяют смысл проведения дозиметрического контроля.

² **Протромбиновый индекс** – выраженный в процентах лабораторный показатель, определяемый как отношение протромбинового времени контрольной плазмы (времени образования сгустка крови после добавления в плазму специального реагента) к протромбиновому времени исследуемой плазмы пациента.

Лекция 14. Технологические условия дозиметрического контроля в атомной энергетике и коллективная противорадиационная защита

С учетом того, что на крупных промышленных объектах, где используются радиационно опасные технологии (в том числе на объектах атомной энергетической отрасли) как правило, работают большие группы людей, обычно предусматривается общетерриториальный дозиметрический контроль в целях эффективного обеспечения коллективной противорадиационной защиты. К таким объектам относятся предприятия ядерного топливного цикла, начинающегося добычей радиоактивного сырья, предусматривающего работу с радиоактивными материалами и заканчивающегося обращением с радиоактивными отходами.

Радиоактивное сырье – это руды урана, тория и их концентраты, подлежащие переработке. Уровень мощности амбиентной эффективной дозы¹ излучения радиоактивного сырья небольшой и, как правило, не превышает несколько десятков микрозивертов в час. Поэтому бедные урановые руды перевозят навалом в самосвалах и полувагонах, обогащенные руды и концентраты – в обычных деревянных или в металлических контейнерах, препятствующих рассеиванию радиоактивного сырья во внешнюю среду.

Ядерное топливо – это материалы, полученные из переработанного сырья и включающие в себя нуклиды ядерного горючего, загружаемые в активную зону ядерного реактора для использования в целях осуществления управляемой цепной ядерной реакции деления. Обычно к ядерному горючему относятся ^{233}U , ^{235}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Pu и другие радиоизотопы трансурановых элементов.

¹ **Амбиентная эффективная доза** (англ. *ambient* – окружающий, охватывающий) – это эффективная доза, которую мог бы получить бы человек, если бы он находился в том месте, где проводится измерение.

Свежее ядерное топливо для АЭС – это оксид урана на основе природного урана (смесь изотопов), обогащенного ^{235}U до 5%. Известно, что удельная активность ^{235}U в 21 раз меньше активности ^{238}U , а период полураспада последнего около 4,5 миллиардов лет. Это определяет относительно низкую радиационную опасность свежего топлива, поставляемого на АЭС.

Тем не менее, радиационной опасностью свежего ядерного топлива пренебрегать не следует (к примеру, суммарная активность загрузки ВВЭР-440 массой 42 т – с обогащением 3% – составляет 16 Ки, что обуславливает его радиационную опасность), поэтому оно доставляется на АЭС в контейнерах, транспортируемых в специальных вагонах или на специальных платформах, закрытых колпаком. По прибытии на станцию топливо попадает на так называемый «узел свежего топлива», который предназначен для хранения и обязательной проверки тепловыделяющих сборок (ТВС) перед отправкой их в реакторное отделение. Дозиметрический контроль здесь уместен и необходим.

После загрузки в реактор, в процессе эксплуатации, в ядерном топливе накапливаются высокорadioактивные осколки деления. Отработавшее в реакторе топливо благодаря содержащимся в нем осколкам деления приобретает активность в миллионы раз большую и становится много опаснее, чем свежее. В отработавшем ядерном топливе (ОЯТ), извлекаемом по истечении кампании из реактора на тепловых нейтронах, остается почти весь ^{238}U , с примесью новых искусственных изотопов: образовавшийся из ^{238}U плутоний (смесь нескольких изотопов, в том числе ^{239}Pu – всего около 1% от массы топлива) и высокоактивные продукты деления (осколки деления), которых в обычном ОЯТ около 4-5%.

О радиационной опасности и необходимости соответствующего дозиметрического контроля отработавшего ядерного топлива говорит следующий числовой пример.

По ориентировочным оценкам 1 килограмм ОЯТ имеет активность 1 тысячу кюри. При этом всего только 1 грамм ОЯТ

(имеющий активность 1 Ки продуктов деления) обусловит мощность экспозиционной дозы 1 рентген в час (Р/час) на расстоянии 0,5 м. Для людей абсолютно смертельной является экспозиционная доза в 1000 рентген. Применительно к ОЯТ это означает, что люди, находящиеся на расстоянии в полметра от 1 кг ОЯТ, за 1 час получают смертельную дозу ионизирующей радиации. Излучения от одной тонны ОЯТ (1 миллион кюри) хватит, чтобы обеспечить смертельную для людей дозу за несколько секунд.

Поэтому радиоактивное отработавшее топливо после выгрузки из реактора (при помощи перегрузочной машины), перед отправкой – на переработку, сухое хранение или захоронение – от 3 до 10 лет хранится под контролем на АЭС, в специальном бассейне выдержки для снижения остаточной активности материала твэлов и охлаждения. После пребывания ОЯТ в бассейне выдержки активность отработавшего ядерного топлива определяется радиоизотопами с большими периодами полураспада.

Среди них главный вклад вносят стронций ^{90}Sr (период полураспада $T_{1/2} = 29,2$ года), криптон ^{85}Kr ($T_{1/2} = 10,8$ года), технеций ^{99}Tc ($T_{1/2} = 213$ тыс. лет) и цезий ^{137}Cs ($T_{1/2} = 28,6$ года). Кроме долгоживущих продуктов деления в ОЯТ остаются еще и трансурановые элементы – актиноиды²: нептуний, плутоний, америций, кюрий. Все они, как известно, радиоактивны, с очень большими периодами полураспада (десятки и сотни тысяч лет).

И хотя за 10 лет после выгрузки активность содержимого твэлов уменьшается примерно в 10 раз по сравнению с той, что была по прошествии полугода, она и тогда составляет 325 тыс. кюри на тонну. Поэтому при необходимости дальнейшего перемещения ОЯТ, транспортировка отработавшего топлива на дальние расстояния осуществляется в

² **Актинóиды** (актинíды) – семейство изотопов, состоящее из 14 радиоактивных химических элементов III группы 7-го периода периодической системы с атомными номерами 90-103.

составе отдельного грузового поезда с вагоном прикрытия и вагоном сопровождения на специально оснащенных платформах в контейнерах, выполненных из нержавеющей стали, с системой автономной защиты.

Возможен вариант длительного (до 50 и более лет) хранения отработавшего топлива на промплощадке АЭС в специальных контейнерах сухого хранилища отработавшего ядерного топлива (СХОЯТ).

СХОЯТ представляет собой комплекс сооружений, включающий:

- собственно помещения хранилища;
- транспортный коридор в помещении;
- состав контейнеров в хранилище (50 контейнеров);
- помещения обслуживающего персонала;
- территории хранилища вокруг помещений в пределах охранной зоны;
- внешнее ограждение территории хранилища.

Применительно к СХОЯТ, по результатам проводимого дозиметрического контроля, должны соблюдаться следующие предельно допустимые значения мощности амбиентной эффективной дозы:

- территория, транспортный коридор и помещения обслуживающего персонала – 0,012 мЗв/час;
- территории за внешним ограждением хранилища – 1,2 мкЗв/ч.

Уровни мощности амбиентной эффективной дозы от контейнеров, в каждом из которых загружено 12 отработавших ТВС ВВЭР-1000 с максимально допустимым выгоранием и после 3 лет выдержки составляют следующие величины:

- от боковой поверхности – $D_6 = 0,7$ мЗв/час;
- от крышки – $D_k = 0,3$ мЗв/час;
- от днища – $D_d = 0,1$ мЗв/час.

Другой вариант построения сухого хранилища ОЯТ, в котором используется технология сохранения ОЯТ – это венти-

лируемые бетонные контейнеры в вертикальном положении. Такие контейнеры обеспечивают сухое герметичное и безопасное хранение ОЯТ. На одной площадке могут находиться до 380 бетонных контейнеров для хранения сборок водо-водяных энергетических реакторов, они вмещают 9000 сборок с ядерным топливом, отработавшем на ВВЭР-1000. Такая система является пассивной, и после установки бетонных контейнеров на площадку хранения не требует специального технического обслуживания, но дозиметрический контроль соответствующей территории обязателен.

На АЭС исключен сброс сточных вод, загрязненных радиоактивными веществами. Эти воды проходят очистку в специальных очистных сооружениях. После прохождения установок спецводоочистки вода направляется для повторного использования на блоки. Радиоактивные газы и аэрозоли тоже подвергаются специальной очистке и выдержке перед выбросом в вентиляционную трубу. В результате очистки образуются радиоактивные отходы.

Обращение с радиоактивными отходами (РАО) на АЭС учитывает, что при работе энергоблоков в принципе возникают отходы трех основных видов: газоаэрозольные, жидкие, твердые (заметим, что относительно газообразных радиоактивных веществ термин «отходы» в Украине не применяется, а используется термин «выбросы»). Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС, по содержанию в них радионуклидов, подразделяют на низкоактивные и высокоактивные.

Низкоактивные РАО – это вода газоочистных систем, спецпрачечной, дезактивационные растворы, загрязненная одежда, инструменты и др. Основная задача их утилизации – максимальное уменьшение их объема. Для этого разработаны различные технологии: твердые отходы прессуют; жидкие выпаривают; горючие сжигают. *Высокоактивные* РАО – продукты деления урана, накапливающиеся в отработавшем топливе и содержащиеся в нем до их извлечения (если это целесообразно).

но). Методы переработки и обращения с РАО продолжают оставаться предметом научно-технических исследований и разработок.

Охарактеризуем более детально РАО, возникающие при эксплуатации АЭС.

Жидкие радиоактивные отходы образуются путями:

- теплоноситель очищается на фильтре внутриконтурной очистки. В качестве фильтрующих материалов используются ионообменные смолы, перлит (намывной механический фильтр) и др. Очищенный теплоноситель сбрасывается в водоем-охладитель, а пульпы отработанных фильтров и растворы составляют радиоактивные отходы, активность которых может достигать до 10^{10} Бк/л, подлежат специальной обработке;
- с целью улучшения радиационной обстановки при ремонтных работах на оборудовании первого контура часть теплоносителя сливают;
- при дезактивации оборудования частично изымаются радиоактивные продукты коррозии с внутренних поверхностей оборудования. Это производится с помощью дезактивационных или промывных растворов, которые организуют дополнительные жидкие отходы;
- неорганизованные протечки, обмывочных вод и растворы при дезактивации наружных поверхностей оборудования, полов, стен, потолков помещений собираются в так называемые трапные воды, которые составляют группу жидкости радиоактивных отходов;
- воды прачечных на АЭС – также являются источниками отходной радиоактивной жидкости.

Первые три группы отходов относят к среднеактивным отходам, четвертая – к низкоактивным.

Сброс жидких радиоактивных отходов в открытые водоемы запрещены законом, поэтому их помещают в баки-хранилища (ХЖО – хранилище жидких отходов), очищают от

радионуклидов и других нежелательных примесей и возвращают в технологический процесс.

Жидкие отходы, в состав которых входят радиоизотопы с большим периодом полураспада, проходят обработку с целью уменьшения объема (упаривания, битумирования) и дальнейшего их захоронения. Уменьшение радиоактивности жидких отходов осуществляется с помощью сорбционных, термических и мембранных методов.

Сорбционные методы предполагают использование ионообменных фильтров и выделение из жидких отходов твердой фазы. Термический метод предполагает дистилляцию или упаривание. Коэффициент очистки при этом методе достигает $K_{оч} = 10^9 - 10^6$. Очистка жидких отходов мембранным методом происходит на молекулярном уровне. Однако отсутствие в необходимом количестве материалов с требуемыми качественными характеристиками ограничивает производственное использование этого метода, в частности, на АЭС.

Ни один из названных выше методов не может обеспечить оптимальной очистки жидких отходов. Поэтому на АЭС система очистки является сложной технологической структурой, в которой используются практически все методы в определенных комбинациях и последовательных применениях.

Твердые радиоактивные отходы на АЭС – это демонтированные детали и узлы оборудования, отработанные фильтры, временные защитные противорадиационные экраны и др. Если твердые отходы попадут за пределы АЭС, то они могут представлять серьезную опасность для населения. Поэтому все твердые РАО подлежат учету и хранению в специальных хранилищах, представляющих собой бетонные сооружения, которые обеспечивают надежную защиту на пути распространения отходов в окружающую среду каким-либо путем.

Газоаэрозольные радиоактивные отходы на АЭС представлены продуктами деления, активации и дочерними продуктами, которые возникают при распаде радиоактивных осколков деле-

ния ядер. Такими веществами являются, например, криптон Kr и ксенон Xe – продукты деления, аргон ^{42}Ar – продукт активации нейтронами изотопа аргона ^{40}Ar .

В реакторах большой мощности ежедневно образуются несколько килограммов продуктов деления с активностью 1...100 ТБк ($3,7 \cdot 10^8 \dots 3 \cdot 10^{10}$ Ки). Основная масса радиоизотопов из числа продуктов деления имеет малый период полураспада, их активность быстро достигает равновесия при работающем реакторе и они быстро распадаются после останова реактора. Основную роль в газообразных отходах играют инертные радиоактивные газы и изотопы йода. Среднестатистически, в состав таких РАО входят: 18 изотопов криптона, 15 изотопов ксенона и 20 изотопов йода. Активность любого радиоизотопа в работающем реакторе достигает равновесного состояния при продолжительности кампании $T \geq 6T_{1/2}$. Это не касается радиоизотопов, в которых материнский радиоизотоп имеет большой период полураспада.

Технологический процесс предусматривает постоянное изъятие из теплоносителя образующихся газов. На энергоблоках АЭС, работающих по двухконтурной технологической схеме, газы отводятся при сдвиге из фильтров внутриконтурной очистки теплоносителя и из компенсаторов объема (давления). Газообразные отходы появляются также при дегазации разного рода протечек теплоносителя, выхода газа при обмене реакторной воды, при отборе проб воды на анализ, в бассейнах выдержки отработавшего топлива и при дегазации растворов в баках выдержки. Различают протечки организованные и неорганизованные.

Организованные протечки – протечки из запорно-регулирующей арматуры, уплотнений циркуляционных насосов и др. Организованные протечки направляют в деаэраторы или специальные баки – хранилища протечек, в которых и образуются газообразные отходы. *Неорганизованные протечки* – случайные протечки в случае нарушения герметичности тех-

нологического контура. В этом случае теплоноситель собирают с помощью водоприемных устройств, обычно устанавливаемых в полу (трапов) и отправляют в баки трапных вод. При протечках могут образовываться газообразные отходы.

Газы, отводимые из технологического оборудования содержат азот, водород, примеси водяного пара, продукты деления (инертные радиоактивные газы). На АЭС с ВВЭР выход этих газов составляет от 4 до 70 м³/час. Наличие в газах водорода может создать взрывоопасные смеси, поэтому газ разбавляют азотом или сжигают водород в специальных устройствах.

Поскольку в двухконтурных схемах АЭС первый контур замкнут, время пребывания инертных радиоактивных газов в контуре значительно, что приводит к естественному уменьшению активности газа за счет распада радионуклидов. В основном активность газа определяется радиоизотопом ¹³³Xe ($T_{1/2} = 5,27$ сут.). В технологических газах ВВЭР присутствует γ - и β -радиоактивный ⁸⁵Kr ($T_{1/2} = 10,76$ лет), однако его вклад в формирование радиационной обстановки в окружающей среде вблизи АЭС невелик.

На АЭС нет серьезных проблем с очисткой выбрасываемого воздуха от переносимых им радиоактивных изотопов йода. Установленные на АЭС фильтровальные йодные станции работают с эффективностью 95-99%, что вполне достаточно для снижения интенсивности излучений вследствие радиоактивности изотопов йода, в частности ¹³¹I, до допустимого значения. Проблемы могут возникнуть в том случае, когда в выбрасываемом на АЭС воздухе (газе) в значительных количествах содержатся химически агрессивные соединения радиоактивного йода (в частности, органические соединения, например, йодистый метил CH₃I). Тогда применяют фильтры с импрегнированным³ углем, причем в такой ситуации лучшим импрегнантом является нитрат серебра AgNO₃. В нормальном режиме эксплуатации АЭС систему очистки выбросов от радиоактивных изотопов йода проектируют так, чтобы

³ **Импрегнированный** – впитывающий, насыщенный пропиткой, пропитанный.

максимально уловить аэрозольную и молекулярную формы этого химического элемента. В этом случае даже при неулавливании CH_3I (или других органических соединений йода) удастся обеспечить требования правил СП АЭС-88⁴.

Системы газоочистки АЭС не предусматривают очистку воздуха от ^{85}Kr , ^{14}C и ^3H , поскольку их радиационный вклад в суммарную AMBIENTную эффективную дозу облучения незначителен. Но другие радиоактивные отходы требуют соответствующего обращения.

Процессы обращения с радиоактивными отходами и материалами схематично изображены на рис. 14.1.

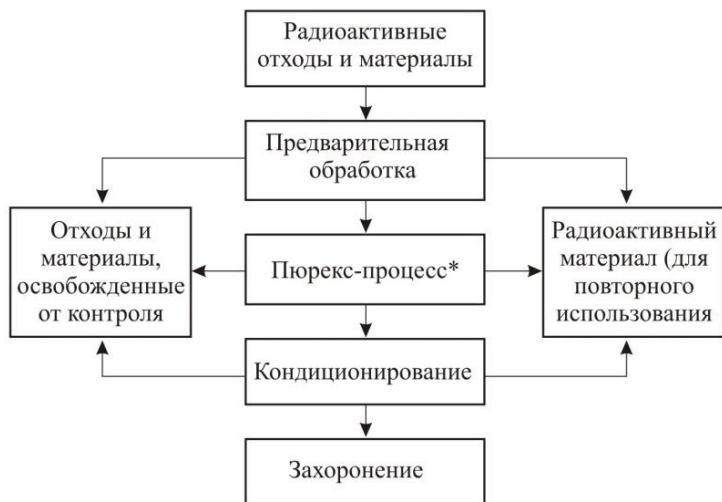


Рис. 14.1. Этапы обращения с радиоактивными отходами и материалами

⁴СП АЭС-88 – Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций.

***Пюрекс-процесс** (от англ. PUREX: «Plutonium-Uranium Recovery by Extraction») – восстановление урана и плутония посредством экстракции) – процесс переработки ОЯТ с выделением и последующим дальнейшим использованием изотопов урана и плутония.

На всех технологических стадиях и этапах обращения с РАО, принимая во внимание радиационную опасность, потенциально угрожающую сотрудникам соответствующих предприятий, проводится персональный и общетерриториальный дозиметрический контроль с использованием необходимых средств измерений.

По результатам дозиметрического контроля оценивается эффективность применяемых защитных средств коллективной защиты, обеспечивающих локализацию источников ионизирующих излучений в определенных зонах выделенной промышленной территории.

Так, для коллективной защиты от воздействия ионизирующих излучений, которые могут иметь место на АЭС, используются предусмотренные для этого барьеры радиационной безопасности.

Барьером радиационной безопасности называется физическое препятствие на основе сплошного (полного) экранирования, предназначенное для предотвращения распространения в пространстве (за пределы локализованной зоны, в сторону биологических объектов) как самих радиоактивных источников, так и испускаемых ими ионизирующих излучений. Далее рассмотрим имеющиеся барьеры радиационной безопасности АЭС.

Поскольку главным и самым мощным источником радиоактивности на АЭС являются продукты деления ядерного горючего, все физические барьеры радиационной безопасности на АЭС концентрируются вокруг зон дислокации радиоактивных продуктов деления. Схематично принцип применения барьеров обеспечения безопасности персонала АЭС можно представить, как показано на рис.14.2.

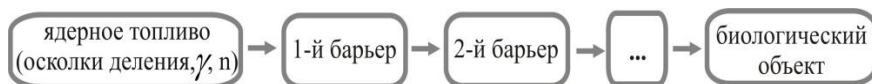


Рис.14.2. Барьеры радиационной безопасности на АЭС

1^й барьер безопасности – это *топливная матрица* таблеток оксида обогащенного урана, из которых набираются тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы). Такие таблетки, располагаясь одна над другой (вертикальная ориентация), помещаются в трубчатую оболочку, составляя стержневые ТВЭЛ, образующие внутри реактора активную зону.

Физические процессы в таких изделиях, удерживающих радиоактивные продукты деления, зависят от температуры и степени выгорания топлива. При температурах ниже 1000 °С диоксид урана надежно удерживает продукты деления (даже газообразные), но с ростом температуры и увеличением выгорания картина существенно изменяется: продукты деления становятся более подвижными.

При температуре свыше 1600 °С все газы покидают топливную матрицу (реальная температура топлива не превышает указанного предела). В конечном счете, при нормальной эксплуатации реактора, этот барьер удерживает почти все (до 98 %) осколки деления. Об эффективности этого барьера радиационной безопасности свидетельствует то, что мощность экспозиционной дозы за пределами топливной таблетки – под оболочкой тепловыделяющих элементов – в 10000 раз меньше мощности экспозиционной дозы внутри топливной матрицы.

2^й барьер безопасности – герметичные (по технологическому замыслу) *оболочки тепловыделяющих элементов*. Этот барьер препятствует попаданию радиоактивных продуктов деления, не задержанных топливной матрицей, в воду I-го контура.

Оболочка тепловыделяющего элемента толщиной 0,65 мм (0,57 мм – модернизированный вариант) выполнена из циркониевого сплава Э-110 (99%Zr+1% Nb). Благодаря герметичности оболочек ТВЭЛОВ активность воды первого контура за оболочкой ТВЭЛОВ в 1000 раз меньше активности под оболочной.

По регламенту эксплуатации допускается малая доля негерметичности ТВЭЛОВ – до 1% (в том числе 0,1% – негерме-

тичность с прямым контактом содержащихся в твэлах твердых веществ с теплоносителем и 0,9% – негерметичность типа газовых неплотностей).

Негерметичность твэлов может привести к радиоактивному загрязнению теплоносителя, омывающего внешнюю часть оболочек твэлов и отводящего тепло из активной зоны реактора.

Различают четыре степени негерметичности оболочек твэлов ядерных реакторов:

- первая, микротрещины в оболочках (газовая неплотность);
- вторая, нераскрытые микротрещины;
- третья, раскрытые трещины;
- четвертая, раскрытие оболочки.

При негерметичности 1-й и 2-й степени нет контактов топлива с теплоносителем. Негерметичность 3-й и 4-й степени обязательно приводит к прямому контакту топлива с теплоносителем.

Поступления продуктов деления в теплоноситель зависит от многих факторов: типа топлива, глубины выгорания, состояния топлива (растрескивание, распухание и т.п.), значений температуры.

Установлен эксплуатационный предел активности содержимого реактора, обеспечивающий достаточную радиационную безопасность в пределах его корпуса – $1,85 \cdot 10^8$ Бк/кг ($5,0 \cdot 10^3$ Ки/кг) и предел активности радионуклидов в воде 1 контура, циркулирующей через реактор – $3,7 \cdot 10^7$ Бк/кг ($1,0 \cdot 10^3$ Ки/кг).

В качестве критерия недопустимой разгерметизации твэлов на практике используется spike-эффект (от англ. spike – пик) – пятикратное пиковое увеличение активности радионуклидов в пересчете на изотоп йода ^{131}I в воде первого контура после срабатывания аварийной защиты или снижения

мощности на 20% и более от текущей, в случае сверхнормативной разгерметизации оболочек твэлов.

Основные радиоизотопы, поступающие в теплоноситель через дефекты в оболочках твэлов и их удельная активность приведены в таблице 15.1.

Табл. 15.1. Активность некоторых радионуклидов в воде первого контура

Продукты деления ядерного горючего (радиоизотопы)	Удельная активность теплоносителя, Бк/л; (Ки/л)
Криптон-85	$3,92 \cdot 10^4$; ($1,06 \cdot 10^{-6}$)
Стронций-89	$4,96 \cdot 10^3$; ($1,34 \cdot 10^{-7}$)
Стронций-90	$1,65 \cdot 10^1$; ($4,46 \cdot 10^{-10}$)
Йод-131	$5,92 \cdot 10^6$; ($1,6 \cdot 10^{-4}$)
Йод-133	$1,15 \cdot 10^7$; ($3,11 \cdot 10^{-4}$)
Ксенон-135	$2,58 \cdot 10^7$; ($6,97 \cdot 10^{-6}$)
Цезий-137	$6,55 \cdot 10^5$; ($1,77 \cdot 10^{-5}$)

3^й барьер безопасности – *экранирующие слои воды и металла внутрикорпусных устройств реактора (ВКУ)*, служащие определенной физической преградой на пути распространения нейтронного излучения и γ -фотонов, испускаемых сквозь оболочку твэлов. В состав ВКУ входят: шахта внутрикорпусная, выгородка и блок защитных труб (БЗТ). Все ВКУ спроектированы так, чтобы, работая в быстродвижущейся среде теплоносителя первого контура (скорость до 6 м/с), они сохраняли свои геометрические размеры и форму, оставаясь во взаимно фиксированном положении.

4^й барьер безопасности – *корпус реактора и пределы трубопроводов циркуляции теплоносителя* в первом контуре.

Корпус реактора – представляет собой сложную массивную конструкцию цилиндрической формы, изготавливаемую из цельнокованых обечаек без продольных сварных швов. Ниж-

няя часть корпуса, где расположена активная зона, как правило, выполняется в виде целой цилиндрической оболочки с эллиптическим днищем без каких-либо врезок и отверстий. Входные и выходные патрубки для подсоединения главных циркуляционных трубопроводов теплоносителя, а также другие коммуникации располагаются выше верхней части активной зоны – не менее чем на 1000 мм. При конструировании и изготовлении таких корпусов преследуется долгосрочная цель – обеспечить многолетнюю (30-60 лет и более) надежную эксплуатацию реактора.

Корпус реактора выполняется толстостенным и композитным, изготавливается из специальных сортов сталей. Так, корпус ВВЭР-1000 выполнен из перлитной стали (марка 15X2НМФА) и при внутреннем диаметре 4155 мм имеет толщину 192,5 мм. Внутренняя поверхность корпуса покрыта плакирующей наплавкой из аустенитной стали (марка 08X18Н10Т) толщиной 7...8 мм. В зоне патрубков толщина корпуса ВВЭР-1000 увеличена до 265 мм.

Тем не менее, герметичность оборудования 1 контура может нарушаться под воздействием: высокого давления, механических вибраций и гидродинамических аномалий в сочетании с фреттинг-⁶ и дебрис-коррозией⁷, а предельным случаем повреждения является максимальная проектная авария (МПА), по международной классификации – авария типа LOCA (loss-of-coolant accident) – разрыв главного трубопровода Ду850. По этой причине используются также и другие, более высокого уровня, барьеры безопасности.

5^й барьер безопасности – *специализированная биологическая защита реактора*. В качестве такой защиты может ис-

⁶ Фреттинг-коррозия (от англ. fretting – разъедающий, едкий) – коррозия, возникающая при колебательных перемещениях двух поверхностей друг относительно друга в условиях воздействия коррозионной среды.

⁷ Дебрис-коррозия (от англ. debris – мусор, обломки) – коррозия, возникающая под действием инородных частиц (отложений) с возможностью возникновения питтингов (от англ. pit – покрывать(ся) ямками) – язв, полостей в металле, начинающихся с его поверхности.

пользоваться толстостенное бетонное сооружение в виде шахты, в которую помещается реактор (или в ранних проектах, а также в некоторых маломощных реакторных установках – кольцевой бак, заполняемый водой). Это – один из важнейших барьеров безопасности, имея в виду то обстоятельство, что мощные – и этим опасные – нейтронные пучки и γ -излучение проникают сквозь толстостенный корпус реактора (при том, что их источники локализованы в активной зоне при помощи твэлов).

В случае сооружения биологической защиты из бетона, обычно используется жаропрочный бетон с рабочей температурой около 1000 °С. Кроме строительных бетонов (заполнитель которых – обычно гранит и известняк) и магнетиновых бетонов (заполнитель которых – минерал $3\text{MgO} \cdot \text{SiO}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ с примесями Al_2O_3 , FeO , Fe_2O_3), могут использоваться более плотные жароупорные бетоны: хромитовые (заполнитель которых FeCrO_4) с рабочей температурой более 1370 °С и баритовые (заполнитель которых на 80-85% BaSO_4) или бетонные композиции.

Как эффективный защитный материал для такого рода противорадиационной защиты зарекомендовали себя серпентинитовые бетоны – на основе минерала, получившего название серпентинит. Главным образом, серпентинит состоит из минералов группы серпентина пяти разновидностей: антигорита $(\text{Mg,Fe})_3\text{Si}_2\text{O}_5(\text{OH})_4$; хризотила (клинохризотил, ортохризотил, парахризотил) $\text{Mg}_3\text{Si}_2\text{O}_5(\text{OH})_4$; лизардита $\text{Mg}_3\text{Si}_2\text{O}_5(\text{OH})_4$. Химический состав минералов обеспечивает поглощающие свойства материала как в отношении γ -фотонов, так и в отношении нейтронного излучения.

б^й барьер безопасности – прочная защитная герметизирующая оболочка – *контейнмент* (от англ. containment – локализуемый, вмещающий) – сооружение, выполненное из предварительно напряженного армированного бетона (железобетона) с внутренней металлической облицовкой. В пространственном отношении гермооболочка охватывает все рассмотренные ранее

барьеры безопасности: собственно ядерное топливо, оболочки твэл, ВКУ, корпус реактора и специализированную биологической защиты – вместе взятые.

Контеймент ВВЭР-1000 образует гермозону реакторного отделения внутренним диаметром 45 м и высотой 67,8 м, в которой размещается вся реакторная установка – ядерный реактор с биологической защитой и остальное оборудование первого контура. Стены защитной оболочки выдерживают, с одной стороны, внутренние воздействия (в случае разрушения предшествующих барьеров безопасности вплоть до МПА), а с другой стороны – воздействия от возможных ударных нагрузок (таких как: падение самолета, землетрясение до 7 баллов, ударная волна от взрыва 5 т тротила на расстоянии 200 м, ураган, цунами и т.п. факторы)

Состояние всех вышерассмотренных барьеров безопасности постоянно контролируется, и при нарушении хотя бы одного из них энергоблок останавливается. Важной составляющей контроля является приборный дозиметрический контроль на соответствующей территории АЭС.

Вообще говоря, возможные превентивные методы противорадиационной защиты в промышленных масштабах, независимо от технологической ориентации предприятия, могут основываться на пространственно-временных эффектах или на эффектах взаимодействия ионизирующих излучений с материей (полем или веществом). При этом, в принципе, могут быть приняты следующие меры:

- 1) устранение источников опасных ионизирующих излучений из окружающего пространства (если это осуществимо);
- 2) обеспечение удаления подверженного облучению субъекта (человека или группы людей) от источников ионизирующих излучений (если эти источники не являются равномерно распределенными в пространстве);
- 3) воздействие на ионизирующие излучения отклоняющими электромагнитными полями (только при защите от потоков электрически заряженных частиц);

- 4) выжидание в течение времени, пока активность источника и интенсивность излучения естественным образом, в процессе распада радионуклидов постепенно снизится (в случае, когда источниками излучения являются нуклиды, претерпевающие распад);
- 5) организация пространственного экранирования источника ионизирующей радиации при помощи веществ и материалов, взаимодействующих с ионизирующими излучениями (если взаимодействие приводит к ослаблению или поглощению излучения).

Все указанные выше меры, для оценки их эффективности, должны сочетаться с регулярным дозиметрическим контролем соответствующих зон и территорий.

С учетом изложенного необходимо заметить, что традиционными эффективными мерами по ограничению радиологической нагрузки прямого облучения неработающего оборудования являются:

- 1) проведение работ после снижения мощности экспозиционной дозы до минимально приемлемого уровня;
- 2) использование инженерных защитных экранирующих сооружений;
- 3) применение техники дистанционного управления;
- 4) дезактивация, то есть устранение радиоактивных отложений на сильно загрязненных поверхностях.

При проектировании противорадиационных экранов, предназначенных для коллективной защиты следует ориентироваться на их классификацию:

- сплошные экраны, целиком окружающие источник излучения или защищаемую область;
- частичные экраны, ослабленные в области ограниченного доступа защищаемых лиц;
- теньевые экраны, ограничивающие защищаемую область «тенью», формируемой защитой;
- отдельные экраны, частично окружающие источник излучения или защищаемую область.

Известно, что α -частицы обычно полностью экранируются, например, слоем воздуха в 10 см, тонкой металлической фольгой, одеждой или даже листом бумаги.

Известно, что β -частицы не проникают через экран из алюминия, плексигласа или стекла толщиной несколько миллиметров, однако при энергии β -частиц $E > 2$ МэВ существенную роль начинает играть тормозное γ -излучение, которое требует соответствующего усиления экранирующей защиты.

Обычно экранирующую коллективную защиту проектируют в расчете на глубоко проникающую ионизирующую радиацию: нейтронное излучение и γ -излучение.

В случае косвенно ионизирующего электромагнитного или корпускулярного излучения (γ - и рентгеновского излучения, потока нейтронов) при сооружении экранов учитывают энергетический спектр, угловое и пространственное распределение излучения, геометрию источника (точечный, протяженный, объемный); соответственно выбирают состав защитного материала и его конструкцию (геометрическую форму, толщину экрана и т.д.).

Важно учитывать, что γ -излучение лучше поглощается экранами, содержащими элементы с большой атомной массой и высокой плотностью (например, бетон на магнетитовых и других рудах, вольфрам, свинец, железо и их производные – например, сталь или свинцовое стекло).

Быстрые нейтроны хорошо задерживаются экранами из материалов, содержащих элементы с небольшой атомной массой (например, вода, пластмассы, парафин).

Тепловые нейтроны хорошо экранируются поглощающими материалами (например, бор или гадолиний) и замедляющими материалами с относительно большими атомными массами, на ядрах которых происходят неупругие рассеяния нейтронов (например, кадмий и графит), а также материалами на основе бетона.

Выбор материалов для экранирования ионизирующих излучений – сложная научно-техническая задача.

Так как пока неизвестны естественные моноструктурные материалы, в равной степени хорошо ослабляющих проникновение γ -фотонов и нейтронов, то защита от смешанного γ - и нейтронного излучений осуществляется экранированием на основе материалов, являющихся смесью веществ с малыми и большими атомными массами (например, железобетонные или железосвинцовые и углеводородные смеси). По инженерным и экономическим соображениям экранную защиту массивных и пространственно распределенных источников ионизирующего излучения часто выполняют из бетона, который хорошо защищает от γ -излучения, имея значительную плотность, и хорошо защищает от нейтронов вследствие значительного содержания водорода. То, что бетон может играть роль экрана и одновременно являться элементом конструкции, часто делает его универсальным защитным материалом.

Обычно для экранирования излучения стационарных источников ионизирующих излучений материалами для радиационной защиты служат вода, бетон, железо, чугун, свинец, а для перемещаемых источников, скажем в случае применения транспортных контейнеров – свинец или (при нейтронном излучении перемещаемого содержимого) смесь парафина с карбидом бора. Очевидно, что выбор материалов и конструкций экранов определяются разными факторами: видом излучения и энергией, активностью и геометрией источника, механической и радиационной стойкостью материала, а также его стоимостью и другими обстоятельствами. Для расчета противорадиационной защиты способом экранирования в каждом случае необходимо определить требуемую кратность ослабления излучения $K = P_0/P$, где P_0 – мощность дозы (или плотности потока излучения) в заданной точке без защиты, P – допустимая (или необходимая) пониженная мощность дозы ослабленного экранированием излучения. Понятно, что эти величины, определяющие эффективность защиты, должны оцениваться, в конечном счете, измерительным путем, с помощью средств дозиметрического контроля.

Лекция 15. Система дозиметрического контроля на предприятиях атомной энергетики

Опыт ликвидации радиационных аварий и инцидентов в атомной энергетике и промышленности, а также современные требования к обеспечению радиационной безопасности предприятий атомной энергетики, привели к необходимости создания системы автоматизированного дозиметрического контроля с учетом метеорологических условий на соответствующей территории.

Цель создания автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) на АЭС и других, требующих этого предприятиях – повышение уровня контроля радиационных показателей в зоне расположения соответствующего промышленного объекта путем автоматизации процессов измерения, сбора, обработки, визуализации, архивирования и хранения информации о параметрах радиационной обстановки.

Рассмотрим назначение, функции и состав АСКРО на примере системы контроля Хмельницкой АЭС (Украина).

Назначение АСКРО:

- осуществление непрерывного контроля радиационной обстановки на промплощадке АЭС, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения во всех режимах эксплуатации АЭС (при нормальной работе, проектных и запроектных авариях и работах по снятию с эксплуатации) в объеме, достаточном для оперативного заключения о соответствии или несоответствии радиационной обстановки требованиям нормативных документов, определяющих меры и порядок обеспечения радиационной безопасности на АЭС;
- обеспечение достоверной информацией о текущей радиационной обстановке в окружающей среде и прогно-

зирование изменений радиационной обстановки во времени;

- получение информации, необходимой для определения активности и радиоизотопного состава радиоактивных материалов аварийного происхождения, с учетом возможности поступления их за пределы АЭС в чрезвычайных обстоятельствах;
- предоставление рекомендаций при принятии решений для ликвидации (ослабления) радиационных последствий возможной аварии.

Основными функциями АСКРО АЭС являются:

- автоматический сбор и обработка параметров для оценки радиационной обстановки;
- автоматический сбор и обработка как метеопараметров, так и других параметров нерадиационного характера;
- проверка измерительной информации на достоверность и сигнализация о превышении параметрами контрольных уставок;
- сохранение оцифрованной информации в долгосрочном архиве;
- отображение текущей и ретроспективной информации о параметрах системы;
- обмен информацией АСКРО с другими (смежными) системами.

АСКРО собирает информацию в режиме реального масштаба времени, длительно ее сохраняет и предоставляет текущую, а также ретроспективную информацию, о метеорологических параметрах и радиационном состоянии контролируемого объекта. Для этого используются репрезентативные измерительные данные, получаемые в установленных местах контроля.

Получаемого с помощью АСКРО объема информации достаточно, чтобы сделать вывод о превышении или непревышении допустимых пределов, установленных в «Нормах радиационной безопасности Украины» для персонала и населения на промплощадке, санитарно-защитной зоне и зоне дальнего наблюдения.

В состав АСКРО входят более десяти постов-контейнеров радиационного контроля, четыре из которых расположены на промплощадке, остальные посты-контейнеры дислоцированы в 30-километровой зоне вокруг АЭС.

На промплощадке находятся посты контроля мощности эффективной амбиентной дозы γ -излучения. Информация от этих и других (периферических) постов передается на станцию сбора данных центрального поста контроля, расположенного в здании лаборатории внешнего радиационного контроля цеха радиационной безопасности АЭС, а также на две станции сбора данных, расположенных на промплощадке АЭС.

Информация поступает по кабельным линиям связи и радиоканалам (для постов контроля в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения).

Система обеспечивает автоматическое измерение и анализ следующих радиационных и метеорологических параметров:

- мощность эффективной амбиентной дозы гамма-излучения;
- удельная объемная активность аэрозолей и радиоизотопов (в расчете на изотопы йода) в воздухе;
- удельная объемная активность радиоизотопов в водоемах;
- скорость и направление ветра;
- атмосферное давление;
- относительная влажность воздуха;
- уровень выпадения осадков;

- общий радиационный баланс и уровень суммарной солнечной радиации;
- показатели устойчивости атмосферы.

Станционная АСКРО может функционировать в режиме текущего (технологического) контроля или в режим полного (инцидентно-аварийного) контроля.

Текущий режим контроля соответствует нормальному режиму работы АЭС. Сбор измерительной (параметрической) информации, исходя из технических возможностей и практической целесообразности, проводится 1 раз в 2 минуты.

Перевод АСКРО в режим полного контроля осуществляется автоматически или по команде дежурного инженера при превышении пределов по результатам текущего дозиметрического контроля или в случаях предусмотренных «Регламентом радиационного контроля АЭС».

Персонал, обслуживающий АСКРО, обеспечивает контроль функционирования всех аппаратных и программных средств АСКРО в круглосуточном режиме. Техническое оборудование постов контроля АСКРО, размещающееся в стационарных пост-контейнерах, обеспечено системами охранной и пожарной сигнализации, а также средствами климат-контроля, чем, в частности, обеспечивается надежное функционирование станционной системы контроля в целом. Возможно также использование и мобильных постов контроля на базе автомобилей высокой проходимости.

Наряду с АСКРО отдельных предприятий, может использоваться отраслевая АСКРО, обеспечивающая организацию своевременного обнаружения факта радиационной аварии в районах расположения ядерно- и радиационно- опасных объектов атомной отрасли и организации эффективного реагирования, что должно значительно снизить потенциальный экономический и иной ущерб от последствий возможной аварии и обеспечить выполнение международных соглашений в части

информационного оповещения соответствующих инстанций о радиационных авариях.

В целях своевременного выявления изменений как локальной, так и глобальной радиационной обстановки, для оценки, прогнозирования и предупреждения возможных негативных последствий радиационного воздействия ионизирующей радиации на население и окружающую среду, а также в целях систематического предоставления соответствующей оперативной информации органам государственной власти, органам управления использованием атомной энергии, органам государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии и организациям для принятия необходимых мер по предотвращению или снижению радиационного воздействия, предусматривается создание и функционирование Единой государственной АСКРО.

К такой системе контроля подключаются подсистемы АСКРО атомных электростанций страны, иных ядерно- и радиационно-опасных объектов, включая предприятия и институты с исследовательскими атомными реакторами и ядерно-физическими установками.

Глобальный дозиметрический контроль, обеспеченный необходимыми техническими средствами и оргмероприятиями, является необходимым условием обеспечения радиационной безопасности трудовых коллективов, работающих в промышленности на радиационно-опасных объектах, и научно-исследовательских коллективов, работающих с радиоактивными источниками, а также населения.

Адекватный приборный (автоматизированный и неавтоматизированный) дозиметрический контроль с применением соответствующих технических систем и приборов, а также и понимание физики возникновения, распространения и действия ионизирующих излучений – важнейшая составляющая развития атомной энергетики как в ближайшей, так и в отдаленной перспективе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Погосов А.Ю., Дубковский В.А. Ионизирующая радиация: радиоэкология, физика, технологии, защита: учеб. / А.Ю. Погосов, В.А. Дубковский ; под ред. А.Ю. Погосова. – О. : Наука и техника, 2013. – 804 с., ил.
2. Погосов А.Ю., Деревянко О.В. Метрологическое обеспечение АЭС / А.Ю. Погосов, О.В. Деревянко; под ред. А.Ю. Погосова. – О. : Наука и техника, 2016. – 204 с.
3. Погосов А.Ю., Слюсенко М.Е. О некоторых проблемах метрологии в дозиметрии и радиологии// Ядерная и радиационная безопасность, Том 5, Вып.2, 2002. с.76-80
4. Погосов А.Ю., Сухов А.К. Методические вопросы дозиметрии ионизирующих и неионизирующих излучений радиационных источников// Сборник научных трудов СИАЭиП – 2003, С.103-107.
5. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений / Под ред. Столяровой Е.Л. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 462 с.
6. Радиационная дозиметрия. Пер. с англ. Под ред. Н.Г. Гусева и К.А. Труханова, изд-во Иностранной литературы, М.,1958, 568 с.
7. Гольдштейн Г. Основы защиты реакторов / Пер. с англ. Кухаркина Н.Е., Хрулева А.А., Хрусталева А.В., Самарина Е.Н., под ред. Лалетина Н.И. – М.: Госатомиздат, 1961. – 343 с.
8. Гусев Н.Г. Защита от гамма-излучения продуктов деления. Справочник. – М.: Атомиздат, 1968. – 388 с.
9. Гусев Н.Г. и др. Защита от ионизирующих излучений. – М., 1989. – Т. 1-2. – 327 с.
10. Иванов В.И. Курс дозиметрии. – М.: Атомиздат, 1978. – 392 с.
11. Беспалов В.И. Взаимодействие ионизирующих излучений с веществом : учебное пособие / В.И. Беспалов. – 4-е изд. – Томск : Изд-во Томского политехнического университета, 2008. – 369 с.: ил.
12. Зарипова Л.Д. Защита от ионизирующего излучения: учебно-методическое пособие для студентов физического факультета / Л.Д. Зарипова. – Казань : Изд-во Казанск. гос. ун-та. – 2008. – 48 с.: ил.

13. Смирнов С.Н., Герасимов Д.Н. Радиационная экология: физика ионизирующих излучений / учебник для студентов вузов. — М.: Издательский дом МЭИ, 2006. — 326 с.: ил.
14. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения // Серия изданий по безопасности № 115. — Вена: МАГАТЭ, 1997. — 382 с.
15. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. Методическое руководство / Под ред. В.И. Гришмановского. — М.: Атомиздат, 1980. — 272 с.
16. Закон України «Про використання ядерної енергії і радіаційну безпеку». — Київ, 1995.
17. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами». — Киев, 1995.
18. Егоров Ю.А., Носков А.А. Радиационная безопасность на АЭС. — М.: Энергоатомиздат, 1986. — 220 с.
19. Иванов В.И., Машкович В.П. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений. 3-е изд. — М.: Атомиздат, 1980. — 246 с.
20. Иванов В.И. Курс дозиметрии. 3-е изд. — М.: Атомиздат, 1978. — 392 с.
21. Кошечев В.С., Гольдштейн Д.С. и др. Индивидуальная защита работающих в атомной энергетике. — М.: Энергоатомиздат, 1992. — 244 с.
22. Лукін А.О., Висоцький Ю.І. Методичні вказівки до виконання лабораторних робіт з дисципліни: Захист від іонізуючого випромінювання / Для студентів спеціальності 6.090500 - Атомна енергетика. — Одеса: ОДПУ, 2005. — 60 с.
23. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. — М.: Атомиздат, 1972. — 312 с.
24. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. Справочник. 3-е изд. — М.: Энергоатомиздат, 1982. — 249 с.
25. Машкович В.П., Панченко А.М. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для ВУЗов. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 248 с.

26. Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97). – Киев, 1997.
27. Норми радіаційної безпеки України, доповнення. Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ 97/Д). – Київ, 2000.
28. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України. – Документ № 0552-05 від 20.05.2005
29. Правила безпеки при збереженні і транспортуванні ядерного палива на об'єктах атомної енергетики. – Київ, 1990.
30. Василенко И.Я. Токсикология продуктов ядерного деления. – М.: Медицина, 1999. – 200 с.
31. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения // МКРЗ – П. 38. – М.: Энергоатомиздат, 1987.
32. Де-Бенедетти С. Ядерные взаимодействия. Пер. с англ. – М., 1968. – 255 с.
33. Горбачев В.М., Замятнин Ю.С., Лбов А.А. Взаимодействие излучений с ядрами тяжелых элементов и деление ядер. Справочник. – М., 1976. – 385 с.
34. Ishkhanov B.S., Varlamov V.V. // Nuclear physics. – 67 (2004) . – P.1691.
35. Зеленская Л.А. Радиобиология: учебное пособие / Л. А. Зеленская, Л. И. Баюров, А. П. Радуль. – Краснодар: КубГАУ, 2014. – 180 с.
36. Алейников А. Ф. Основы измерений: монография / А. Ф. Алейников, Н. Н. Ланцева, К. Я. Мотовилов. – Новосибирск : НГАУ, 2002. – 202 с.
37. Деревянко О.В., Погосов А.Ю. Материалы ядерной техники. – О:Наука и техника, 2015.– 216 с.
38. Ястребенецкий М. А, Васильченко В. Н., Виноградская С. В. и др. Безопасность атомных станций. Информационные и управляющие системы. – К.: Техніка, 2004. – 472 с.
39. Барбашев С.В., Пристер Б.С. Автоматизированные системы контроля радиационной обстановки: принципы построения и методы реализации / Ядерна та радіаційна безпека 1(57). – 2013. – С. 41-47.

