МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НА ПРЕДПРИЯТИИ

Том 1

Москва • 2001

gost.e-ecolog.ru

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НА ПРЕДПРИЯТИИ

Том 1

Москва
2001

Содержание

Предисловие. А.М.Агапов, М.Б.Мурин 3
Методическое обеспечение введения в действие новых Норм Радиационной Безопасности. О.А.Кочетков, В.А.Кутьков, А.П.Панфилов 4
МУ 2.6.1.16-2000. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования 23
МУ 2.6.1.25-2000. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования 57
МУ 2.6.1.26-2000. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облученя. Общие требования 111
МУ 2.6.1.14-2000. Контроль радиационной обстановки. Общие требования 157

Предисловие

С выходом в январе 1996 г. Федерального Закона «О радиационной безопасности населения», а затем Норм радиационной безопасности НРБ-96 в России начался процесс существенного обновления нормативно-правовой базы обеспечения радиационной безопасности и ее гармонизации с международными рекомендациями.

Введение в действие принципиально нового подхода в нормировании, основанного на концепции эффективной дозы, потребовало значительной перестройки системы обеспечения радиационной безопасности и осуществления дополнительных мер радиационной защиты для обеспечения соблюдения новых, более жестких пределов доз.

Для решения задач методического и организационного обеспечения введения в действие новых Норм и Правил на предприятиях отрасли Министерство Российской Федерации по атомной энергии совместно с Федеральным управлением медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации в начале 1997 г. образовали Методический совет при Департаменте безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России. На основе предложенной Методическим советом иерархической системы нормативно-методических документов в январе 1998 г. была утверждена Отраслевая программа введения в действие Норм радиационной безопасности НРБ-96. Цель Программы – совершенствование нормативного, методического и приборного обеспечения контроля состояния радиационной безопасности на предприятиях отрасли, осуществление организационных и технических мероприятий для совершенствования системы обеспечения радиационной безопасности, снижения уровня облучения персонала.

После выхода обновленной редакции Норм радиационной безопасности (НРБ-99) и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) были продолжены работы по методическому сопровождению введения в действие новых Норм и Правил обеспечения радиационной безопасности.

В первом томе Сборника «Методическое обеспечение радиационного контроля на предприятии» публикуются четыре головных документа, в которых сформулированы общие требования к методам и средствам контроля профессионального облучения, а также требования к контролю радиационной обстановки в помещениях и на рабочих местах. В следующих выпусках планируется продолжить публикацию методических документов, разработанных Методическим советом.

Департамент безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России и Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем при Минздраве России выражают надежду, что публикация данных документов будет полезна для специалистов в области обеспечения радиационной безопасности при использовании источников излучения в различных отраслях народного хозяйства.

Руководитель Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России А.М.Агапов.

Заместитель Главного государственного санитарного врача России, зам. руководителя Федерального управления медико-биологических и экстремальных проблем при Минздраве России М.Б.Мурин.

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ВВЕДЕНИЯ В ДЕЙСТВИЕ НОВЫХ НОРМ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

О.А. Кочетков (ГНЦ РФ «Институт биофизики»)
В.А. Кутьков (РНЦ «Курчатовский институт»)
А.П. Панфилов (Министерство Российской Федерации по атомной энергии)

Введение в действие на предприятиях Министерства РФ по атомной энергии Норм радиационной безопасности – НРБ-96 [1], а затем новой редакции Норм – НРБ-99 [2] и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности – ОСПОРБ-99 [3] (сокращенно – Норм и Правил – НиП) потребовало существенного изменения системы обеспечения радиационной безопасности. И в первую очередь – коренной перестройки научно-методического обеспечения системы контроля состояния радиационной безопасности.

Для решения этой задачи Министерство РФ по атомной энергии совместно с Федеральным управлением медико-биологических и экстремальных проблем в начале 1997 года создало при Департаменте безопасности и чрезвычайных ситуаций (ДБЧС) Методический совет по введению в действие новых норм радиационной безопасности на предприятиях отрасли.

В 1997 году Методический совет разработал Отраслевую программу по введению в действие новых Норм радиационной безопасности. Цель Программы – совершенствование нормативного, методического и приборного обеспечения контроля состояния радиационной безопасности на предприятиях отрасли, осуществление организационных и технических мероприятий для совершенствования системы обеспечения радиационной безопасности, снижения уровня облучения персонала. Программа предусматривает создание иерархической системы руководящих документов по методическому обеспечению контроля состояния радиационной безопасности, схематически представленной на Рис.1.

В рамках этой работы в 1999-2000 году были введены в действие:

- НРБ-99 – новая редакция Норм радиационной безопасности НРБ-96;
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности – ОСПОРБ-99;

проводилась:

- разработка методических указаний первого и второго уровня;
- работа над методическими указаниями третьего уровня.

Проблема введения в практику требований новых НиП осложнялась тем, что существовавшая в стране система обеспечения радиационной безопасности базировалась на нормативных документах (НРБ-76/87 и ОСП-72/87 [4]), в которых закреплены концепции более чем 30-летней давности. Многолетняя «стабильность» нормативной базы привела к значительному отставанию методического и приборного обеспечения радиационной безопасности от мирового уровня.

1. Требования новых Норм и Правил

Новые Нормы радиационной безопасности Российской Федерации [1,2] принципиально отличаются от ранее действовавших НРБ-76/87 [4] как концептуальными основами, так и выдвигаемыми требованиями. Научную базу новых Норм составили

- Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите 1990 года [5] и другие Публикации МКРЗ 80-х – 90-х годов;
- Международные основные нормы радиационной безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, разработанные Международным агентством по атомной энергии совместно с АЯЭ/ОЭСР, ВОЗ, МОТ, ПОЗ, ФАО и принятые МАГАТЭ в 1996 году [6];
- отечественный опыт обеспечения радиационной безопасности в атомной энергетике



Рис.1. Иерархическая система законодательного и методического обеспечения радиационной безопасности на предприятиях Министерства Российской Федерации по атомной энергии.

и промышленности и анализ последствий аварии на Чернобыльской АЭС.

Отличие новых Норм от ставших давно привычными Норм бывшего СССР настолько велико, что их введение в практику невозможно без разъяснения ряда важнейших положений этого документа.

1. В основных положениях Норм и Правил отражена управленческая стратегия обеспечения радиационной безопасности человека при обращении с источниками ионизирующего излучения. Научная база новых Норм отражает опыт обеспечения радиационной безопасности в развитых странах, обладающих высокими радиационными технологиями и эффективной системой обеспечения радиационной безопасности. Дозы профессионального облучения в этих странах низки, что в первую очередь является результатом совершенствования технологии и многолетнего использования принципа оптимизации в решении задач обеспечения радиационной безопасности. В этих условиях, когда обращение с источником в нормальных условиях характеризуется незначительными дозами, главной задачей обеспечения радиационной безопасности становится задача эффективного управления источником для того, чтобы не допустить его выход из-под контроля. На первый план выходит управленческая стратегия обеспечения радиационной безопасности.

2. Суть управленческой стратегии обеспечения радиационной безопасности заключается в том, что

• любой источник излучения рассматривается как источник вредности и опасности по отношению к людям, на которых он воздействует в процессе нормальной эксплуатации или может воздействовать в случае радиационной аварии:

– вредность источника определяется уровнем связанного с ним текущего облучения[1];

– опасность источника определяется уровнем связанного с ним потенциального облучения – вероятностью выхода источника из-под контроля (из управляемого состояния) в результате технической неисправности или действий (бездействия) персонала и масштабом возможных при этом радиологических последствий (уровнями облучения);

• обеспечение радиационной безопасности заключается

– в ограничении вредности источника, обусловленной возможностью возникновения стохастических (или детерминированных) эффектов вследствие текущего облучения, путем установления пределов дозы облучения, которые считаются приемлемыми для личности и общества;

– в ограничении опасности источника, обусловленной возможностью возникновения острых детерминированных эффектов вследствие радиационной аварии, путем организации и эффективного функционирования системы управления источником на всех этапах его эксплуатации и обеспечения качества в радиационной защите и безопасности.

Таким образом источник излучения изначально должен быть создан как источник с приемлемым для людей уровнем ущерба (приемлемой вредностью) и должен эксплуатироваться оптимальным образом т. е. удерживаться в контролируемом состоянии, чтобы связанная с ним опасность не выходила за рамки приемлемой обществом.

Следуя управленческой стратегии, Нормы и Правила опираются на особую классификацию источников, выделяя из множеств природных и искусственных источников четыре категории источников для определения области регулирования радиационной безопасности[2]. Соответствующая классификация приведена в Табл.1. Определения техногенного и природного источников даны самими Нормами. Понятия исключенного[3] и изъятого[4] из области регулирования источника неявно присутствуют в п.1.4 Норм [2] и полностью соответствуют международным определениям [6]. Отнесение источников к определенному классу зависит от управляемости и потенциальной опасности источника – оцениваемой качественно возможности опасного облучения при выходе такого источника из-под контроля. Критерии и требования НиП к обеспечению радиационной безопасности зависят от того, к какой категории принадлежит источник облучения, что является прямым следствием управлен-

---

[1] *По отношению к периоду управления источником различают несколько видов облучения [8]:*

• *Завершенное облучение – облучение, происходившее в прошлом. Его величина уже сформирована, и ею невозможно управлять в настоящее время;*

• *Текущее облучение – часть облучения, происходящее в настоящее время. Система обеспечения радиационной безопасности должна включать методы и средства управления величиной дозы этого облучения;*

• *Потенциальное облучение – облучение, которое может произойти в ближайшее время в течение рассматриваемого периода времени или в отдаленном будущем. Доза потенциального облучения является стохастической величиной, и на основании имеющегося опыта обращения с источником может быть предсказана лишь с некоторой вероятностью.*

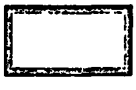
[2] *Область регулирования радиационной безопасности при использовании атомной энергии (область регулирования радиационной безопасности) – совокупность видов деятельности в области использования атомной энергии и объектов использования атомной энергии, в отношении которых в соответствии с законами и иными нормативными правовыми актами Российской Федерации осуществляется государственное регулирование радиационной безопасности при использовании атомной энергии.*

[3] *Исключение из области регулирования радиационной безопасности (исключение) – исключение из области государственного регулирования радиационной безопасности при обращении с некоторыми типами источников радиационного воздействия в силу их недоступности для такого регулирования (например, космическое излучение, ^{40}K в теле человека).*

[4] *Изъятие из области регулирования радиационной безопасности при использовании атомной энергии объекта или деятельности (изъятие) – признание объекта или деятельности, не относившихся ранее к сфере регулирования радиационной безопасности при использовании атомной энергии, не требующими включения в область регулирования безопасности в силу низкого уровня радиационного ущерба, который они представляют. Подразумеваются малые источники излучения (например, дымоизвещатели, ювелирные украшения и т.д.).*

Таблица 1. Классификация источников ионизирующего излучения.*

ТИП	КЛАСС	ОПРЕДЕЛЕНИЕ
ИСКУССТВЕННЫЙ	ИЗЪЯТЫЙ	Источник, создающий при любых условиях обращения с ним тривиальные ущербы (дозы)
ИСКУССТВЕННЫЙ	ТЕХНОГЕННЫЙ	Источник ионизирующего излучения специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности, на который распространяется действие Норм и Правил
ПРИРОДНЫЙ	ПРИРОДНЫЙ (не техногенный)	Источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие Норм и Правил
ПРИРОДНЫЙ	ИЗЪЯТЫЙ	Источник, создающий при любых условиях обращения с ним тривиальные ущербы (дозы)
ПРИРОДНЫЙ	ИСКЛЮЧЕННЫЙ	Источник, облучением которого невозможно управлять

*Примечание:  - область регулирования радиационной безопасности

ческой стратегией обеспечения радиационной безопасности человека при обращении с источниками ионизирующего излучения.

3. Фундаментальные принципы обоснования, нормирования и оптимизации составляют базу управленческой стратегии обеспечения радиационной безопасности. Согласно ей любое обращение с источником ионизирующих излучений как с источником потенциального ущерба должно быть обосновано, а сам источник – находиться в управляемом и оптимальном (в области ущерб – выгода) состоянии. При этом потенциальный ущерб от использования источника не должен превышать приемлемого уровня, для чего необходимо и достаточно, чтобы дозы облучения персонала и населения этим источником не превышали регламентированных Нормами пределов доз. Вместе с тем суммарное облучение от всех источников не рассматривается и не ограничивается. Источники и связанные с ними

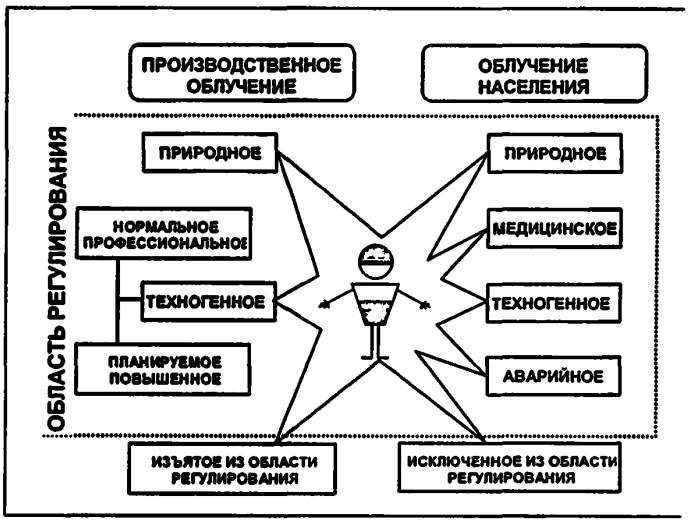


***Рис.2.** Классификация облучений.*

облучения регулируются (ограничиваются) независимо, как это представлено на Рис. 2. Таким образом через принцип нормирования проводится управленческая стратегия обеспечения радиационной безопасности:

- малые ущербы от многих источников, находящихся под контролем, приводят к малому же суммарному ущербу;
- при этом выход из-под контроля хотя бы одного из источников может привести к значительному ущербу,

следовательно цели радиационной безопасности достигаются, если обеспечено эффективное управление источником, препятствующее выходу его из-под контроля.

4. В НиП проводится строгое разграничение методов и средств обеспечения радиационной безопасности человека в контролируемых условиях обращения с источником и в случае радиационной аварии, когда источник находится вне нашего контроля. Радиационная безопасность человека в контролируемых условиях обеспечивается реализацией по отношению к источнику принципов обоснования, нормирования и оптимизации. И в первую очередь – принципа нормирования, в соответствии с которым устанавливаются пределы доз облучения, связанного с источником. В случае радиационной аварии принцип нормирования не работает, поскольку источник неуправляем. Обеспечение радиационной безопасности в этом случае осуществляется а) ограничением вероятности опасных доз потенциального (аварийного) облучения и смягчением возможных последствий такого облучения путем установления требований к конструкции и эксплуатации источников в зависимости от их потенциальной опасности [3]; б) ограничением доз аварийного облучения населения путем вмешательства [2].

5. Вслед за Рекомендациями МКРЗ 1990 года [5] в систему дозиметрических величин Номами были введены новые нормируемые величины[5] – эквивалентная доза облучения органа или ткани и эффективная эквивалентная доза (эффективная доза). Нормируемые величины, в терминах которых выражены нормативные требования Рекомендаций МКРЗ 1990 года, а вслед за ними – и НРБ-99, не могут быть непосредственно измерены. Для обеспечения контроля соблюдения нормативных требований МАГАТЭ [6] ввело в практику

[5] *Величина нормируемая – величина, являющаяся мерой ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков [9].*

операционные дозиметрические величины[6]. В настоящее время сформировались две большие группы дозиметрических величин – нормируемые и операционные величины. Операционные величины отсутствуют в НиП и их необходимо вводить в практику с помощью Методических указаний органа регулирования радиационной безопасности.

6. НРБ-99 опираются на концепцию эффективной дозы, которая служит радиологической мерой потенциального ущерба, нанесенного человеку облучением. Такой потенциальный ущерб связан с возможным проявлением стохастических эффектов облучения в отдаленные сроки после воздействия излучения и выражается в числе лет жизни, потерянных в результате преждевременной смерти, являющейся следствием облучения. Эффективная доза является функционалом, позволяющим привести все возможные случаи неравномерного (внешнего и внутреннего) облучения тела человека к эквивалентному по ущербу равномерному облучению всего тела: облучению с равными эффективными дозами соответствуют равные ущербы. При этом ущерб от реализации стохастического эффекта следует трактовать как «математическое ожидание размера нежелательных последствий, т. е. произведение вероятности и тяжести последствий события[7]» [5]. Упрощенно величина потенциального ущерба может быть представлена как произведение пожизненной вероятности смерти от радиогенного рака на среднее число лет, которые могут быть потеряны в результате этого события. Последняя величина лежит в строго ограниченных пределах (10–30 лет в зависимости от вида рака, то есть от того какой орган облучен) и не зависит от дозы облучения. В области малых доз, характерных для контролируемых условий обращения с источником излучения, при облучении отдельного человека мы имеем дело с маловероятными событиями преждевременной смерти, имеющими дискретный спектр размеров ущерба, поэтому применение эффективной дозы для определения индивидуального ущерба практически бесполезно, поскольку статистические неопределенности таких оценок громадны. Эффективная доза практически бесполезна для прогноза индивидуального потенциального ущерба от облучения отдельного человека и явятся величиной, пригодной для оценки потенциального пожизненного ущерба от облучения больших групп людей при оптимизации радиационной защиты в области ущерб-выгода. Таким образом величина эффективной дозы была введена практику обеспечения радиационной безопасности как функционал, необходимый и достаточный для управления источником в области малых доз его воздействия на персонал и население.

7. При определении эффективной дозы внутреннего облучения для целей радиационной защиты используется аналог эквивалентной дозы внешнего излучения - ожидаемая эквивалентная доза. Принято, что в области малых доз при равенстве величин эквивалентной дозы внешнего облучения и ожидаемой эквивалентной дозы внутреннего облучения в течение оставшейся жизни следует ожидать одинаковые последствия внешнего и внутреннего облучения живого организма. Накопленная эквивалентная доза имеет смысл временного интеграла мощности эквивалентной дозы в органе или ткани, которая формируется в течение некоторого времени после поступления в организм радиоактивного вещества. Для целей радиационной защиты принято, что нанесение потенциального ущерба человеку в результате поступления в организм радиоактивного вещества совмещено по времени с моментом поступления радионуклида в организм, а величина ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения определяется величиной поступления радиоактивного вещества в организм человека. Эти постулаты создают основу для суммирования эффективных доз внешнего и внутреннего излучения и адекватной оценки ущерба, обусловленного обращением с источником излучения.

Из всего выше изложенного следует, что с введением в действие Норм и Правил долж-

---

[6] *Величина операционная – величина, однозначно определяемая через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке, максимально возможно приближенная в стандартных условиях облучения к величине, нормируемой в целях ограничения облучения, и предназначенная для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле [9].*

[7] *В качестве события рассматривается смерть в результате облучения (Прим. авт.)*

на существенно измениться стратегия радиационной защиты персонала и населения, должны измениться критерии и методы обеспечения и контроля состояния радиационной безопасности. Необходимо модернизировать существующую в отрасли систему обеспечения радиационной безопасности и защиты в современную систему мер для обеспечения безопасности источников излучения и защиты настоящего и будущего поколения людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения, включающую

1) процедуры и устройства для удержания доз облучения людей и рисков возникновения неблагоприятных последствий ниже установленных пределов и на таких возможно низких уровнях, которые реально достижимы;

2) средства достижения защиты людей от воздействия ионизирующего излучения и обеспечения их безопасности;

3) процедуры и устройства для предотвращения аварий и для смягчения последствий аварий в случае, если они возникают.

По современным представлениям, в формировании которых активную роль играют Рекомендации МКРЗ 1990 года, главным содержанием системы обеспечения радиационной безопасности должно стать не ограничение доз облучения, а управление источником на всех этапах его жизни для того, чтобы надежно обеспечить его безопасное состояние. Индивидуальные дозы техногенного облучения персонала и населения позволяют судить о том, насколько хорошо эксплуатируется источник и насколько источник соответствует требованиям принципов обеспечения радиационной безопасности. Контроль доз облучения персонала и населения должен стать одним из средств, с помощью которых осуществляется обратная связь между источником и системой обеспечения радиационной безопасности. Анализ данных радиационного контроля служит важной частью прогноза доз потенциального облучения и оценки стабильности условий обращения с источником, того насколько хорошо он управляем.

Методическое обеспечение радиационного контроля на предприятиях Минатома стало первоочередной задачей Программы [7]. Решение этой задачи преследовало следующие цели:

1. Создание современной системы контроля обеспечения радиационной безопасности.

2. Введение в практику радиационного контроля современной системы дозиметрических величин.

3. Методическое обеспечение получения достоверной информации о дозах облучения персонала.

К настоящему времени разработаны основополагающие методические документы, формулирующие общие требования к контролю профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения.

2. Методическое обеспечение контроля нормативных требований

В НиП сформулированы общие требования к организации и проведению дозиметрического контроля облучения персонала. Для введения их в действие на предприятиях Минатома необходима детализация этих требований применительно к номенклатуре источников ионизирующего излучения, эксплуатируемых в отрасли. Принципы обеспечения радиационной безопасности, декларированные в НиП, требуют, чтобы техногенный источник ионизирующего излучения был создан и использовался таким образом, чтобы были установлены и в контролируемых условиях обращения с источниками соблюдались:

- пределы безопасной эксплуатации (т. е. установленные в проекте значения параметров технологического процесса и характеристик состояния систем и оборудования, отклонение от которых может привести к аварии);
- условия безопасной эксплуатации источника (т.е. установленные в проекте минимальные требования к количеству, состоянию работоспособности, характеристикам и техническому обслуживанию систем и оборудования, важных для безопасности, и при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации).

При достижении общих целей обеспечения радиационной безопасности возникают две важные задачи, решение которых невозможно без достоверных данных о дозах облучения персонала, т.е. без организации и проведения контроля доз облучения. Первая задача – разумное ограничение доз текущего облучения в контролируемых условиях эксплуатации источника излучения (цель – ограничение потенциального ущерба путем обеспечения контролируемых условий эксплуатации источника излучения), а также жесткое ограничение доз при планируемом повышенном облучении. Вторая – сведение к минимуму вероятности выхода источника излучения из-под контроля (цель – профилактика профессиональных заболеваний путем предотвращения опасных для здоровья и жизни человека доз потенциального облучения, которое может возникнуть в результате выхода источника из-под контроля).

Дозы облучения персонала на рабочих местах могут превышать установленные в Нормах пределы доз только при несоблюдении пределов и условий безопасной эксплуатации источника. Систематическое снижение доз облучения персонала, равно как и удержание их на достигнутом уровне указывает на стабильное контролируемое состояние источника. Незначительные нарушения регламентов эксплуатации могут привести к малозаметному увеличению доз облучения. Систематическое увеличение доз облучения персонала при отсутствии явных изменений условий эксплуатации источника уже свидетельствует о скрытых нарушениях регламентов эксплуатации. При значительных нарушениях, граничащих с потерей управления источником, дозы облучения могут достигать установленных пределов, а при потере управления, когда источник вышел из-под контроля, дозы облучения отдельных работников, как правило, значительно превосходят пределы доз. Таким образом, дозы облучения персонала отражают степень нашего контроля над источником.

Дозы текущего облучения персонала, обусловленные эксплуатацией источника излучения, являются мерой потенциального вреда здоровью работающего, связанного с его производственной деятельностью. Систематическое повышение доз облучения персонала, равно как и незапланированное значительное приращение дозы, выходящее за рамки, обусловленные проектом и регламентом эксплуатации источника, указывают на опасное состояние источника и возможность выхода источника из-под контроля. Прямым следствием выхода источника из-под контроля (возникновения радиационной аварии) может быть превращение потенциального облучения в действительное аварийное облучение людей. Годовые дозы текущего облучения работников являются показателем нынешнего состояния радиационной безопасности в организации и служат основой для принятия мер радиационной защиты персонала, при этом радиационный контроль является одним из элементов обратной связи в системе управления источником излучения.

Таким образом главной задачей контроля состояния радиационной безопасности является внедрение в практику унифицированных методов и средств для определения доз облучения персонала и населения. Унификация предполагает использование методов и средств контроля, которые в рамках приемлемой неопределенности одинаковым образом характеризуют условия облучения, а не дозы облучения конкретного человека. При контроле облучения населения это означает, что для оценки состояния радиационной безопасности достаточно определять дозы облучения лиц из состава критической группы. При контроле профессионального облучения – достаточно определять дозу облучения «стандартного работника», помещенного в те же условия, что и конкретный индивид, игнорируя ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида (эту истинную дозу можно было бы назвать *персональной дозой*), обусловленное различием между характеристиками «стандартного работника» и персональными биологическими характеристиками индивида. Установление требований к определению характеристик облучения конкретного работника (например, *персональной дозы*), необходимых для обоснования персональных мер по оказанию ему адресной медицинской и социальной помощи, выходит за рамки Программы и является областью действия документов Единой системы контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан Российской Федерации.

С целью создания основы для организации и проведения контроля состояния радиаци-

онной безопасности в рамках Отраслевой программы были разработаны головные методические документы из будущей иерархической системы [9–12]. Создаваемая система методических документов базируется на использовании отечественного опыта, а также на руководствах МАГАТЭ [14–16] и рекомендациях МКРЗ [17] по общим принципам радиационного контроля и оценке доз облучения профессиональных работников. Согласно общей концепции Методического совета ДБЧС Минатома цель разработки системы заключается:

- в методическом обеспечении достоверного определения индивидуальных эффективных доз внешнего и внутреннего облучения персонала вместе с индивидуальными эквивалентными дозами облучения отдельных органов и тканей для оценки достаточности мер по контролю над источниками, обеспечивающих безопасное их использование в соответствии с требованиями НиП;
- в методическом обеспечении достоверного определения состояния радиационной обстановки в помещениях и на рабочих местах организации;
- в методическом обеспечении достоверного определения доз в случае возникновения радиационной аварии.

В целях обеспечения единства методологических подходов к дозиметрическому контролю при введении в практику НиП Методическими указаниями установлены:

- номенклатура дозиметрических величин радиационного контроля внешнего и внутреннего облучения, возникающего при обращении с источниками ионизирующего излучения;
- общие требования к методам определения дозиметрических величин;
- общие требования и принципы организации, планирования и проведения дозиметрического контроля со стандартизацией основных положений системы контроля индивидуальных доз облучения персонала;
- общие требования к техническим средствам дозиметрического контроля;
- общие требования к метрологическому обеспечению;
- методики выполнения измерений, требования к ним, а также к средствам измерений и способам интерпретации результатов;
- регламент дозиметрического контроля;
- основные требования к записи и хранению результатов дозиметрического контроля.

2.1. Методические указания первого уровня

Методические указания «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования» [9] являются головными в иерархии методических документов, которые разрабатываются в рамках Программы. Областью действия этих Методических указаний является установление общих требований к контролю доз профессионального облучения, отвечающих требованиям НиП к обеспечению радиационной безопасности персонала в контролируемых условиях эксплуатации источника излучения. Положения этого документа развиваются документами второго уровня [10–13].

Главная цель контроля профессионального облучения была сформулирована как «Получение достоверной информации об уровнях облучения для установления соответствия условий труда требованиям НиП». Результатом контроля определена индивидуальная доза. Определение этого понятия имеет чрезвычайно большое значение для унификации методов и средств дозиметрического контроля. Унификация методов и средств радиационного контроля занимает центральное место в деятельности Методического совета ДБЧС Минатома.

Разработка указанных Методических указаний преследовала следующие цели:

- обеспечение достоверности результатов дозиметрического контроля;
- оптимизация процедуры определения индивидуальной дозы работника при дозиметрическом контроле;
- унификация требований к приборному обеспечению дозиметрического контроля.

Методические указания сформировали скелет системы контроля обеспечения радиационной безопасности на предприятиях отрасли, который включает

1. Введение в практику новой системы дозиметрических величин.
2. Введение в практику концепции индивидуальной дозы.
3. Обеспечение достоверности результатов дозиметрического контроля.
4. Оптимизацию процедуры определения индивидуальной дозы работника.
5. Унификацию требований к приборному обеспечению дозиметрического контроля.

Новая система дозиметрических величин, которая вводятся Методическими указаниями в практику радиационного контроля на предприятиях отрасли, формировалась в течение длительного времени [5,18–20]. Эта система вместе с концепцией индивидуальной дозы является фундаментом радиационного контроля.

Основу новой системы дозиметрических величин, которую вводит в практику Методический совет, составляют

- физические величины, являющиеся характеристиками источников и полей ионизирующего излучения и их взаимодействия с веществом (плотность потока частиц, активность, поглощенная доза, керма и др.);
- нормируемые величины, являющиеся мерой ущерба (вреда) от воздействия излучения на человека (эффективная доза облучения органа или ткани, эффективная доза и др.);
- операционные величины, являющиеся величинами, однозначно определяемыми через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке, максимально возможно приближенные к соответствующим нормируемым величинам в стандартных условиях облучения и предназначенными для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле (эквивалент дозы).

Распространенными в дозиметрии величинами являются доза излучения (поглощенная доза), флюенс, плотность потока частиц, линейная передача энергии, эквивалентная доза облучения органа или ткани, коэффициент качества излучения, относительная биологическая эффективность, взвешивающий коэффициент для излучения, эффективная доза, взвешивающие коэффициенты для тканей и органов, эквивалент дозы.

Можно ожидать, что основной сложностью, связанной с внедрением этой системы, станет введение операционных величин в практику радиационного контроля. Отчасти это вызвано коренными различиями в терминологии радиационной безопасности, которые долгое время существовали между бывшим СССР с одной стороны и МКРЗ и МАГАТЭ – с другой.

Суть различий заключается в следующем. В первой половине прошлого века для учета качества излучения в радиобиологии было введено понятие относительной биологической эффективности излучений, ОБЭ и для широкого спектра эффектов изучена ее зависимость от множества характеристик излучения, в том числе и от его неограниченной линейной передачи энергии в воде (ЛПЭ). Применительно к хроническому облучению людей в малых дозах в Рекомендациях МКРЗ 1990 года используются две величины, подобные ОБЭ:

- взвешивающий коэффициент для излучения W_R, относящийся к излучению, падающему на тело, а в случае внутренних источников – к излучению, испущенному при ядерном превращении. Значения W_R определены в зависимости от вида и энергии излучения и характеризуют источник излучения. Взвешивающие коэффициенты для излучения предназначены для определения нормируемых величин;
- коэффициент качества излучения k(L), относящийся к излучению, непосредственно передающему энергию в точке внутри облучаемого объекта. Коэффициент качества определен как функция ЛПЭ и характеризует воздействие излучения на биологическую ткань в указанной точке. Коэффициент качества предназначен для определения операционных величин.

Для определения значений величин W_R и k(L) в качестве тестовых были приняты эффекты возникновения радиогенных раков различной локализации у млекопитающих и злокачественные трансформации *in vitro* клеток млекопитающих. Величина W_R относится к классу нормируемых величин и занимает более высокое положение в иерархии, чем k(L). Поэтому после определения значений W_R рекомендованная ранее (см., например, [4])

формальная зависимость коэффициента качества от ЛПЭ была изменена МКРЗ для согласования оценок значений нормируемых и операционных величин в одних и тех же условиях облучения. Зависимости k(L), рекомендованные МКРЗ в разное время, приведены на Рис.3.

Коэффициент качества лежит в основе определения величины эквивалента дозы (dose equivalent) – H. Определение этой величины было узаконено Международной комиссией по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) в 1962 году [21], однако сама величина эквивалента дозы использовалась и ранее. Требования к ограничению облучения человека в Рекомендациях МКРЗ 1958 года уже были сформулированы в терминах эквивалента дозы [22]. Вплоть до 1990 года в докладах и рекомендациях МКРЗ величина эквивалента дозы использовалась и как нормируемая величина и как величина, используемая в радиационном контроле соблюдения нормативных требований.

Термин «эквивалент дозы» не был использован в практике отечественной радиационной защиты и безопасности. Вплоть до последнего времени английский термин «dose equivalent» на русский язык переводится как «эквивалентная доза» [23–26]. Указанное несогласие между исходным англоязычным термином и его русским переводом не привлекало внимания до тех пор, пока в Рекомендациях МКРЗ 1990 года в практику обеспечения радиационной безопасности не была введена новая нормируемая величина – эквивалентная доза облучения органа или ткани (equivalent dose in organ or tissue) – H_T. При этом эквивалент дозы (dose equivalent) из оборота выведен не был и продолжает использоваться в практике радиационного мониторинга внешнего облучения как основа для определения операционных величин, измерение которых является основой контроля соблюдения нормативных требований [6].

В Табл.2 приведены основные дозиметрические величины и их единицы. Отдельного внимания в этой таблице заслуживает соотношение между единицами эквивалента дозы. Как правило для эквивалента дозы, 1 Зв равняется 100 бэр, однако это соотношение выполняется с точностью до различия между коэффициентами качества для данного вида и

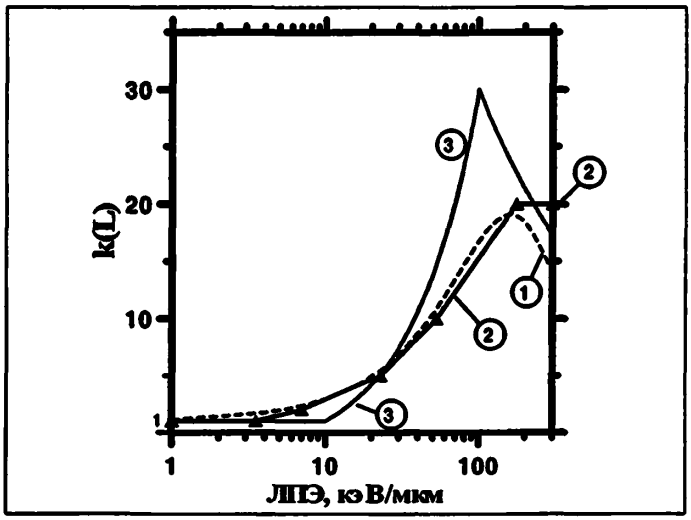


Рис.3. Зависимость коэффициента качества от ЛПЭ.
1 – характерная зависимость ОБЭ от ЛПЭ для стохастических эффектов ионизирующего излучения; 2 – зависимость k(L), рекомендованная МКРЗ в 1965 году (и регламентированная НРБ-76/87 [4]); 3 – зависимость k(L), рекомендованная МКРЗ в 1990 году [5].

Таблица 2. Основные дозиметрические величины и их единицы

Величина	Основная единица	Внесистемная единица	Примечания
Плотность потока частиц	$1/(с \cdot м^2)$	—	Можно обозначать в зависимости от вида излучения: β-част./$(с \cdot м^2)$, фотон/$(с \cdot м^2)$ и т. п.
Активность	Бк	Ки	1 Ки = $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Бк
Поглощенная доза излучения	Гр	рад	1 рад = 10^{-2} Дж/кг = 10^{-2} Гр
Эквивалентная доза облучения органа или ткани	Зв	—	Принято, что при эквивалентной дозе 1 Зв данного вида излучения возникает такой же биологический эффект, как и при поглощенной дозе 1 Гр образцового излучения
Эффективная доза	Зв	—	Принято, что при эффективной дозе 1 Зв данного вида излучения причиняется тот же ущерб здоровью человека, как и при равномерном облучении тела человека с эквивалентной дозой 1 Зв
Эквивалент дозы	Зв	бэр	Равен поглощенной дозе в точке, умноженной на средний коэффициент качества для излучения, воздействующего на ткань в данной точке.

энергии излучения, которые использованы для определения операционных величин. Это означает, например, что при сравнении показаний двух приборов радиационного контроля, один из которых измеряет эквивалент дозы в бэрах и использует зависимость k(L), рекомендованную МКРЗ в 1965 году (и регламентированную НРБ-76/87 [4]), а второй – в зивертах и использует зависимость k(L), рекомендованную МКРЗ в 1990 году [5], то

1 Зв = 100 бэр для фотонного излучения;

1 Зв ≈ 200 бэр для нейтронного излучения с энергией 100 кэВ – 2 МэВ;

1 Зв ≈ 100 бэр для нейтронного излучения с энергией 2 МэВ – 10 МэВ.

Концепция индивидуальной дозы отражает стратегию обеспечения безопасности населения через обеспечение управления источником излучения. В контролируемых условиях обращения с источником излучения результатом контроля профессионального облучения является консервативная оценка в терминах индивидуальной дозы нормируемых величин облучения персонала, регламентированных в НиП. Согласно концепции индивидуальная доза облучения принимается равной дозе облучения «стандартного работника», который находился бы в тех же производственных условиях и выполнял бы те же работы с источником, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается данному индивиду по результатам контроля операционных величин внешнего и внутреннего облучения. При определении индивидуальной дозы работника, как и в целом в Нормах, игнорируется ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида (эту истинную дозу можно было бы назвать *персональной дозой*), обусловленное различием между характеристиками «стандартного работника» и следующими персональными характеристиками индивида:

- антропометрическими характеристиками тела, отдельных органов и тканей;
- характеристиками физиологических показателей;

• параметрами биокинетики химических элементов в органах и тканях.

Обеспечение достоверности результатов дозиметрического контроля достигается путем установления общих требований к приемлемой неопределенности дозиметрического контроля. Определены условия (требования к неопределенности методик радиационного контроля), при выполнении которых результаты контроля рассматриваются как условно истинные величины, не имеющие погрешности. Эти требования разрабатывались совместно с Центром метрологии ионизирующих излучений Госстандарта России, что нашло отражение в соответствующих Рекомендациях ГНМЦ РФ ВНИИФТРИ [27]. Реализация этих требований позволит, создавая методы и средства радиационного контроля, обладающие приемлемой неопределенностью, не заниматься анализом погрешностей и неопределенностей результатов контроля при практических измерениях.

Оптимизация процедуры определения индивидуальной дозы работника при дозиметрическом контроле достигается путем установления общих требований к Регламенту дозиметрического контроля как к процедуре поэтапного уменьшения неопределенности результатов дозиметрического контроля при переходе от характеристик радиационной обстановки к определению характеристик облучения работника в значениях нормируемых величин. Алгоритм контроля профессионального облучения лиц из состава персонала группы А, лежащий в основании Регламента, представлен на Рис.4. В основе Регламента лежат методы группового и индивидуального дозиметрического контроля:

• групповой дозиметрический контроль облучения, заключается в определении индивидуальных доз облучения работников на основании результатов измерений характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) с учетом времени пребывания персонала в этом помещении;

• индивидуальный дозиметрический контроль облучения, заключается в определении индивидуальных доз облучения работника на основании результатов индивидуальных измерений характеристик облучения тела или отдельных органов каждого работника, либо индивидуального поступления радионуклидов в организм каждого работника.

Результаты определения индивидуальных доз, полученные с помощью любого из этих методов, рассматриваются как равнозначные, если они характеризуются приемлемым уровнем неопределенности. Оценка неопределенности конкретного результата определения индивидуальной дозы является неоправданно трудоемкой процедурой. В практике радиационного контроля на основании экспертных оценок и имеющегося опыта устанавливаются интервалы значений индивидуальных доз, в пределах которых использование грубых, но малозатратных методов контроля считается допустимым. Границы этих интервалов (значения величин $У_{вк}$, $У_{д}$ и $У_{и}$ – соответственно уровней введения индивидуального контроля доз, действия и исследования [9]) определяют области применимости в дозиметрическом контроле элементарных, стандартных и специальных моделей, которые отличаются по сложности и ресурсоемкости.

В зависимости от уровня доз профессионального облучения Регламент устанавливает правила выделения отдельных групп персонала, для которых достаточно ограничиться применением грубых, но малозатратных методов группового дозиметрического контроля. Групповой дозиметрический контроль характеризуется значительной неопределенностью определения индивидуальных доз и может использоваться для определения доз облучения персонала только в условиях нормальной эксплуатации источников излучения:

• для определения доз профессионального облучения персонала группы А, если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения на рабочих местах не превышает или по прогнозу не может превысить $У_{вк}$;

• для определения доз профессионального облучения персонала группы Б.

Индивидуальный дозиметрический контроль характеризуется меньшей неопределенностью, но требует значительных затрат для определения индивидуальных доз. Он используется:

• для определения доз облучения персонала группы А в условиях нормальной эксплу-

атации источника излучения, если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения на рабочем месте превышает или по прогнозу может превысить $У_{вк}$;

• для определения доз облучения всех лиц, работающих в условиях планируемого повышенного облучения.

Унификация требований к приборному обеспечению дозиметрического контроля достигается путем введения в практику отечественной радиационной защиты и безопасности новых дозиметрических величин – операционных величин и определения соответствия между ними и нормируемыми величинами. Известно, что нормируемые величины, в терминах которых выражены нормативные требования Рекомендаций МКРЗ 1990 года, а вслед за ними – и НРБ-99, не могут быть непосредственно измерены в радиационном поле. В принципе их можно определить с помощью расчета, если радиационное поле достоверно параметризировано. Операционные величины вводятся как величины, однозначно определяемые через физические характеристики

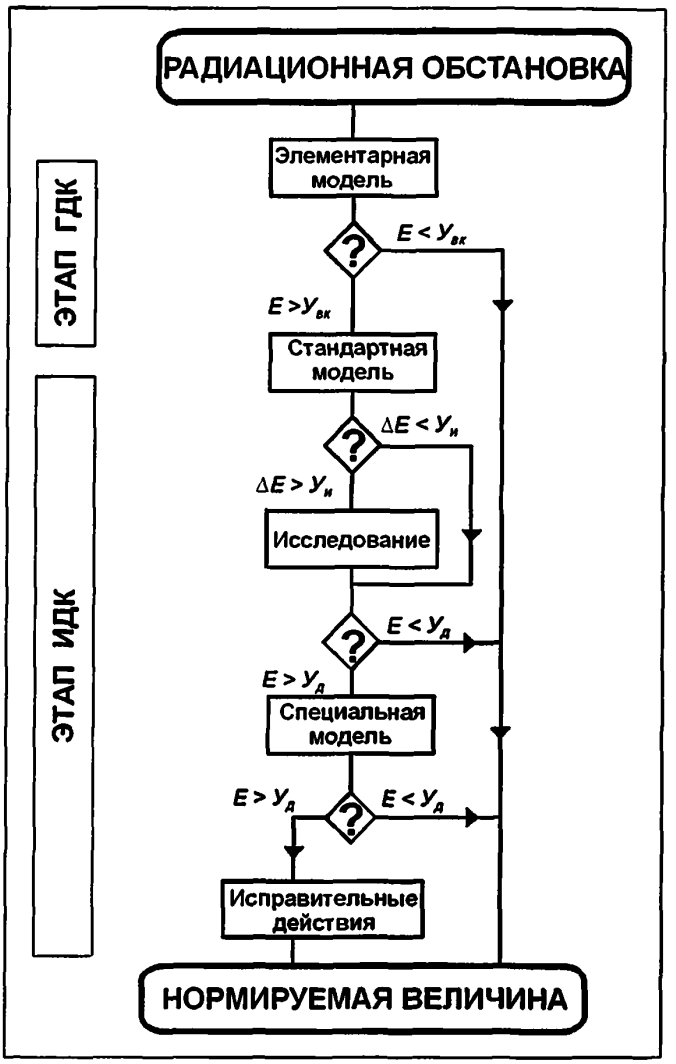


Рис.4. Алгоритм контроля профессионального облучения лиц из состава персонала группы А.

поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке, максимально возможно приближенные в стандартных условиях облучения к нормируемым величинам, и предназначенные для консервативной оценки соответствующих нормируемых величин при дозиметрическом контроле. Общая схема использования операционных величин, приведенная на Рис.5, включает коэффициент консерватизма α (значение которого не превышает 1). Для однозначного определения требований к операционным величинам были сформулированы требования к параметрам дозиметрических моделей, использование которых необходимо для ограничения эквивалентных доз облучения органов и тканей. В основу системы операционных величин, использование которых предписывается при радиационном контроле внешнего излучения, включены

• $H^*(d)$ – эквивалент амбиентной дозы[8]; и

• $H_p(d)$ – эквивалент индивидуальной дозы[9].

Методическими указаниями определены таблицы соответствия между нормируемыми и операционными величинами, используемыми в контроле радиационной обстановки для целей группового (коллективного) дозиметрического контроля и в индивидуальном дозиметрическом контроле.

2.2. Методические указания второго уровня

Методические указания «Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования» [10] дополняют Методические указания первого уровня в части проведения дозиметрического контроля внешнего облучения персонала в контролируемых условиях эксплуатации источников ионизирующего излучения и в случае возникновения радиационной аварии.

Методическими указаниями первого уровня установлено, что в контролируемых условиях главная задача радиационного контроля заключается в определении эквивалента амбиентной и индивидуальной дозы облучения работника. Методические указания второго уровня устанавливают требования к приборам дозиметрического контроля внешнего облучения, предназначенным для измерения этих величин.

В условиях радиационной аварии внешнее облучение с высокими дозами может представлять непосредственную угрозу здоровью человека. В таких условиях главная задача радиационного контроля заключается в определении параметров облучения человека, необходимых для принятия мер его медицинской защиты. В качестве характеристики внешнего облучения при радиационной аварии используются:

• для характеристики облучения фотонами – индивидуальная поглощенная доза внешнего облучения $D_p(10)$, равная поглощенной дозе в мягкой биологической ткани, определяемой на глубине 10 мм под рассматриваемой точкой на теле в месте расположения дозиметра;

• для характеристики облучения нейтронами – индивидуальная керма на поверхности тела, $K(0)$, равная керме в мягкой биологической ткани, определяемой на поверхности тела в точке расположения дозиметра;

• для характеристики слабопроникающего излучения (электроны, позитроны или фотоны низких энергий) при облучении кожи и хрусталика глаза – глубинное распределение поглощенной дозы в облученной ткани.

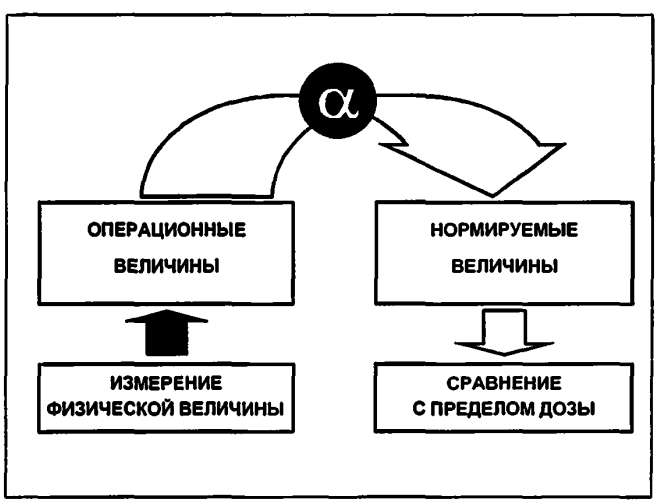


Рис.5. *Общая схема использования операционных величин в дозиметрическом контроле.*

Методические указания «Контроль внутреннего облучения профессиональных работников. Общие требования» [11] дополняют Методические указания первого уровня в части проведения дозиметрического контроля внутреннего

[8] *Синонимы – амбиентный эквивалент дозы, амбиентная доза.*

[9] *Синоним – индивидуальный эквивалент дозы.*

облучения персонала в контролируемых условиях эксплуатации источников ионизирующего излучения и в случае возникновения радиационной аварии.

Главная проблема дозиметрического контроля внутреннего облучения заключается в необходимости определения поступления радиоактивного вещества в организм человека притом, что непосредственному измерению поддаются лишь отдельные индивидуальные характеристики внутреннего облучения человека, имеющие опосредованную связь с искомым поступлением. К таким характеристикам в первую очередь относятся содержание радионуклида в отдельном органе и выведение радионуклида из организма. Методические указания определяют пути решения указанной проблемы с помощью организации систематических измерений этих характеристик и интерпретации результатов измерений для восстановления величины активности, поступившей в организм. При интерпретации результатов измерений необходимо использовать математические модели, описывающие поведение радиоактивных веществ в организме стандартного работника. В качестве основы таких моделей Методические указания предписывают использовать дозиметрические модели, разработанные МКРЗ для целей дозиметрии внутреннего облучения [28].

Методические указания «Контроль радиационной обстановки. Общие требования» [12] распространяется на организацию и осуществление контроля радиационной обстановки на предприятиях Минатома России и других предприятиях, работающих с источниками ионизирующего излучения. В них устанавливаются требования к организации и проведению радиационного контроля в рабочих помещениях и на контролируемой территории предприятий в нормальных условиях и при радиационных авариях. Указания предназначены для использования при разработке, производстве и применении аппаратуры, предназначенной для целей радиационного контроля.

Заключение

Внедрение в практику контроля состояния радиационной безопасности иерархической системы Методических указаний, которая создается под эгидой Методического совета ДБЧС Минатома, при соблюдении преемственности общих требований к дозиметрическому контролю обеспечит:

1) Введение в практику современной системы дозиметрических величин;

2) Введение в практику концепции индивидуальной дозы профессионального облучения;

3) Введение в практику концепции приемлемой неопределенности результатов дозиметрического контроля;

4) Введение в практику контроля внешнего облучения операционных величин;

5) Введение в практику контроля внутреннего облучения дозиметрических подходов, основанных на определении поступления радионуклида в организм человека;

6) Введение в практику дозиметрического контроля информационных технологий, основывающихся на электронных базах данных облучаемости персонала.

Реализация Отраслевой программы введения в действие новых Норм и Правил на предприятиях отрасли приведет

- к получению достоверной информации об индивидуальных дозах облучения персонала;
- к получению достоверной информации о соблюдений требований Норм и Правил;
- к созданию системы контроля состояния радиационной безопасности персонала, отвечающей требованиям в этой области, выработанным международным сообществом [6, 14–19].

Результаты работы, проводимой Методическим советом ДБЧС Минатома, выходят далеко за рамки решения проблем введения в действие современных Норм и Правил обеспечения радиационной безопасности в отдельно взятой отрасли народного хозяйства. Методический совет решает важную задачу – полного и систематического обновления методического обеспечения радиационной безопасности. Использование опыта работы Методического совета ДБЧС Минатома в других отраслях где ведутся работы с источниками

излучения по нашему мнению будет способствовать созданию в Российской Федерации единой современной системы контроля состояния радиационной безопасности.

Литература:

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-96). Гигиенические нормативы ГН 2.6.1.054-96. М.:Информационно-издательский центр Госкомэпиднадзора России, 1996, 127 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы СП-2.6.1 758-99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.
3. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Санитарные правила СП-2.6.1 799-2000. М.: Минздрав России, 2000.
4. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87: Минздрав СССР. 3-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1988, 166 с.
5. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч.1. Пределы годового поступления радионуклидов в организм работающих, основанные на рекомендациях 1990 г. Публикация 60, ч.1, 61 МКРЗ. Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1994, 192 с. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Публикация 60 МКРЗ. Ч.2: Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1994. 208 с.
6. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety series № 115. Vienna: IAEA, 1996.
7. Кутьков В.А. Проблемы методического обеспечения введения в действие НРБ-96 на предприятиях отрасли. В сб. сборник материалов Отраслевого совещания по безопасности (г. Звенигород, 20-24 апреля 1998 года). М.: Минатом России, 1999, сс. 282–289.
8. Кутьков В.А., Демин В.Ф., Голиков В.Я. Проблемы нормирования в области ионизирующего излучения. Атомная энергия, т.85, вып.2, 1998, с.164–171.
9. МУ 2.6.1.16-2000. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. АНРИ № 3(22) 2000, сс. 43-75.
10. МУ 2.6.1.25-2000. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России, 2000.
11. МУ 2.6.1.26-2000. Дозиметрический контроль внутреннего профессионального облучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России, 2000.
12. МУ 2.6.1.14–2001. Контроль радиационной обстановки. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России, 2001.
13. Общие требования к проектированию информационных систем ИДК предприятий Минатома России». ДБЧС МАЭ РФ, 1998.
14. Occupational Radiation Protection, Safety Standards Series №. RS-G-1.1. Vienna: IAEA, 1999.
15. Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series №. RS-G-1.2. Vienna: IAEA, 1999.
16. Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation: Safety Guide, Safety Standards Series №. RS-G-1.3. Vienna: IAEA, 1999.
17. ICRP, General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication № 75. Ann ICRP 27 (1) 1997.
18. Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report № 51, Bethesda, MD: ICRU, 1993.

gost.e-ecolog.ru