

Федеральное медико-биологическое агентство  
Федеральное государственное бюджетное учреждение  
«Государственный научный центр Российской Федерации –  
Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна»

А.В. Симаков, Ю.В. Абрамов, Н.Л. Проскуракова

**НОРМАТИВНО-МЕТОДИЧЕСКОЕ  
ОБЕСПЕЧЕНИЕ  
РАДИАЦИОННОЙ  
БЕЗОПАСНОСТИ**

Под редакцией доктора медицинских наук Ю.Д. Удалова



Федеральное медико-биологическое агентство  
Федеральное государственное бюджетное учреждение  
«Государственный научный центр Российской Федерации –  
Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна»

**А.В. Симаков, Ю.В. Абрамов, Н.Л. Проскуракова**

# **НОРМАТИВНО-МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

**Монография**

**Под редакцией доктора медицинских наук Ю.Д. Удалова**

**Москва  
2026**

УДК 614.876+621.039.58+351.8  
ББК 31.4нб+31.42+31.47+39.53+51.26+53.68  
С 15

**А.В. Симаков, Ю.В. Абрамов, Н.Л. Проскурякова** Нормативно-методическое обеспечение радиационной безопасности. Монография. Под редакцией доктора медицинских наук Ю.Д. Удалова – М.: ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, 2026. 94 с.

**Авторы:**

**Симаков А.В.** – к.м.н., заведующий лабораторией радиационной промышленной гигиены ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России.

**Абрамов Ю.В.** – к.т.н., специалист в области дозиметрии и радиационной безопасности. Ведущий научный сотрудник лаборатории радиационной промышленной гигиены ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России.

**Проскурякова Н.Л.** – к.м.н., специалист в области радиационной гигиены и радиационной безопасности. Ведущий научный сотрудник лаборатории радиационной промышленной гигиены ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России.

**Рецензенты:**

**Ушаков И.Б.** – доктор медицинских наук, профессор, академик РАН и РАМН, генерал-майор медицинской службы в отставке, лауреат премий Совета Министров СССР и двух премий Правительства России, заслуженный врач РФ, президент Радиобиологического общества РАН, главный научный сотрудник ГНЦ РФ - Федерального медицинского биофизического центра им. А.И. Бурназяна ФМБА России.

**Барчуков В.Г.** – доктор медицинских наук, профессор, член-корреспондент РАН, заведующий лабораторией ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России

Издание посвящено проблеме обеспечения радиационной безопасности персонала с учетом современных научных достижений и опыта российской атомной отрасли. Приводятся характеристика и краткое содержание десяти нормативных и 32-х методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования, в разработке которых авторы принимали непосредственное участие. Требования и рекомендации по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения, регламентируемые в данных документах, охватывают практически все предприятия ядерного топливного цикла, морские суда с ядерными энергетическими установками, исследовательские и промышленные ядерные реакторы, производственные объекты, осуществляющие обращение с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. Монография может быть полезной специалистам атомной отрасли, регулирующих и надзорных органов, а также будущим гигиенистам – студентам медико-профилактических факультетов.

ISBN 978-5-93064-433-3

© ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна  
ФМБА России, 2026

## СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие .....	8
Сокращения .....	10
Введение .....	11
Глава 1. Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование в области обеспечения радиационной безопасности .....	15
1.1. Нормы радиационной безопасности и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности .....	17
Глава 2. Нормативное обеспечение радиационной безопасности .....	19
2.1. СанПин 2.6.1-48-01 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов» (СП ВЭ ПР-01) .....	19
2.2. СанПиН 2.6.1.07-03 «Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности» (СПП ПУАП-03) .....	20
2.3. СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС-03) .....	23
2.4. СанПиН 2.6.1.34-03 «Обеспечение радиационной безопасности предприятий ОАО «ТВЭЛ» (СП ТВЭЛ-03) .....	24
2.5. СанПин 2.6.1.08-03 «Организация и проведение работ по производству энергетического урана из высокообогащенного оружейного урана» (СП ВОУ-03) .....	26
2.6. СанПин 2.6.1.23-03 «Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации ядерных реакторов исследовательского назначения» (СП ИР-03) .....	27
2.7. СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (СП СЗЗ и ЗН-07) .....	28
2.8. СП 2.6.1.2205-07 «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» (СП ВЭ БАС-07) .....	29
2.9. Проект СП 2.6.1.-XX «Обеспечение радиационной безопасности персонала при утилизации атомных подводных лодок, надводных кораблей с ядерными энергетическими установками и судов атомного технологического обслуживания» (СП АПЛ-XXX) .....	30
2.10. Проект СП 2.6.5. -XXX «Обеспечение радиационной безопасности при производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива» (СП СНУП – XXX) .....	31
Глава 3. Методическое обеспечение радиационной безопасности .....	33
3.1. Методические документы по адаптации радиационного контроля на предприятиях ЯТЦ к требованиям НРБ-99 .....	33
3.1.1. Методические указания МУ 2.6.1.21-02 «Адаптация радиационного контроля на РЗ СХК к требованиям НРБ-99» .....	33
3.1.2. Методические указания МУ 2.6.1.22-02 «Адаптация радиационного контроля на ЗРИ СХК к требованиям НРБ-99» .....	34
3.1.3. Методические указания МУ 2.6.1.24-02 «Адаптация радиационного контроля на РХЗ СХК к требованиям НРБ-99» .....	35
3.1.4. Методические указания МУ 2.6.1.23-2002 «Адаптация радиационного контроля на сублиматном заводе СХК к требованиям НРБ-99» .....	36
3.1.5. Методические указания по методам контроля МУ 2.6.1.16-03 «Контроль доз внешнего облучения персонала предприятий ОАО «ТВЭЛ» .....	37
3.1.6. Методические указания МУ 2.6.1.01-03 «Адаптация радиационного контроля на ОАО «Чепецкий механический завод» к требованиям НРБ-99» .....	39
3.2. Методические документы по обеспечению радиационной безопасности .....	40
3.2.1. Руководство Р 2.2. / 2.6.1.1195-03 «Гигиенические критерии оценки условий труда и классификации рабочих мест при работах с источниками ионизирующего излучения» .....	40

3.2.2. <i>Методические указания МУ 2.6.1.45–04</i> «Определение размеров санитарно-защитной зоны хвостохранилища и пульпопровода Новосибирского завода химконцентратов» .....	42
3.2.3. <i>Руководство Р 2.6.1.10–04</i> «Организация работ с ураном и его соединениями в открытом виде на предприятиях ядерно-оружейного комплекса» .....	43
3.2.4. <i>Руководство Р 2.6.1.20–05</i> «Медико-санитарные требования к обеспечению радиационной безопасности при работах с плутонием в условиях двухзональной планировки литейно- механического производства завода 20 ПО «Маяк».....	44
3.2.5. <i>Методические указания МУ 2.6.1.2005–05</i> «Установление категорий потенциальной опасности радиационных объектов» .....	46
3.2.6. <i>Методические указания МУ 2.6.1.15-06</i> «Критерии принятия решения при планируемом изменении технологии на предприятии ЯТЦ, его реконструкции и перепрофилировании».....	48
3.2.7. <i>Руководство Р 2.6.1.29–07</i> «Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при проектировании и организации работ с ОЯТ и РАО в Филиале № 1 ФГУП «СевРАО» (Р-ГТП СевРАО-07).....	50
3.2.8. <i>Методические указания МУ 2.6.1.10–07</i> «Гигиенические требования обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации хвостохранилища Новосибирского завода химконцентратов» .....	52
3.2.9. <i>Методические указания МУ 2.6.1.11–07</i> «Установление класса работ при работах на территориях промплощадки Чепецкого механического завода, загрязнённых техногенными радионуклидами» .....	53
3.2.10. <i>Методические указания МУ 2.6.1.044-08</i> «Установление класса работ при обращении с открытыми источниками излучения» .....	55
3.2.11. <i>Руководство Р 2.6.1.028–2011</i> «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании и эксплуатации хранилищ делящихся материалов (Р-ХДМ-2011) .....	56
3.2.12. <i>Руководство Р 2.6.1.029-2011</i> «Обеспечение радиационной безопасности при утилизации возвратных изделий (Р-УВИ-2011) .....	57
3.2.13. <i>Методические указания МУ 2.6.5.050-11</i> «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с металлоломом, образующимся при выводе из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов и реакторов атомных электростанций» .....	60
3.2.14. <i>Методические указания МУ 2.6.5.066-12</i> «Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации хвостохранилищ урановых производств».....	62
3.2.15. <i>Методические указания МУ 2.6.5.063-12</i> «Медико-санитарные требования к допустимому содержанию примесей плутония в сырье для изготовления топливных таблеток энергетических реакторов на предприятиях ТК Росатома «ТВЭЛ» (МУ РУ ТВЭЛ).....	64
3.2.16. <i>Методические указания МУ 2.6.5.035–13</i> «Обеспечение безопасного проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ» .....	65
3.2.17. <i>Методические указания МУ 2.6.5.013–14</i> «Санитарно-эпидемиологическое обеспечение безопасного проведения работ по выводу из эксплуатации установки У-5 ОАО «ВНИИНМ» .....	67
3.2.18. <i>Руководство Р 2.6.5.014–14</i> «Организация и осуществление государственного санитарно- эпидемиологического надзора за обращением с радиоактивными отходами на предприятиях ГК «Росатом» (Р СЭН РАО-14) .....	69

3.2.19. <i>Руководство Р 2.6.5.083-2015</i> «Обеспечение радиационной безопасности при хранении реакторных блоков утилизированных атомных подводных лодок».....	71
3.2.20. <i>Методические указания МУ 2.6.6.049-2015</i> «Организация радиационного контроля при производстве работ по извлечению, подготовке для транспортирования и вывозу радиоактивных отходов из хранилищ отделения «Вилючинск» ДВЦ «ДальРАО» .....	73
3.2.21. <i>Руководство Р 2.6.5.026-15</i> «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории».....	74
3.2.22. <i>Руководство Р 2.6.5.064-16</i> «Радиационно-гигиенические требования к утилизации судов атомно- технологического обслуживания».....	76
3.2.23. <i>Руководство Р 2.6.5.042-2019</i> «Обеспечение радиационной безопасности персонала при утилизации надводных кораблей с ядерной энергетической установкой» .....	77
3.2.24. <i>Методические указания МУ 2.6.5.043-2019</i> «Требования к радиационному контролю при проведении работ по утилизации АПЛ, надводных кораблей с ядерной энергетической установкой и судов АТО» .....	79
3.2.25. <i>Методические указания МУ 2.6.5.044-2020</i> «Обеспечение радиационной безопасности персонала при долговременном хранении реакторных отсеков утилизированных атомных подводных лодок и блок-упаковок судов атомного технологического обслуживания».....	81
3.2.26. <i>Руководство Р ФМБА 2.6.5.001-2024</i> «Гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала» .....	82
Глава 4. Обоснование предложений к новым Нормам радиационной безопасности и Основным санитарным правилам обеспечения радиационной безопасности .....	84
4.1. Обоснование предложений к новой редакции Норм радиационной безопасности .....	84
4.1.1. Трактовка понятия «предел годовой эффективной дозы техногенного облучения персонала» .....	84
4.1.2. Трактовка значения «основной предел годовой эффективной дозы» .....	85
4.1.3. Установление контрольных уровней .....	86
4.2. Обоснование предложений к новой редакции Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности .....	87
4.2.1. Нормирование содержания изотопов урана в твёрдых материалах .....	87
4.2.2. Термины «авария радиационная» и «аварийная ситуация» .....	87
4.2.3. Установление категории потенциальной опасности радиационных объектов.....	88
4.2.4. Термин «санитарно-защитная зона».....	89
4.2.5. Организация работ с источниками излучения .....	89
4.2.6. К вопросу о терминологии .....	90
Библиография.....	91
Приложение.....	92

## ОТ РЕДАКТОРА

Монография посвящена проблеме нормативно-правового обеспечения радиационной безопасности в России с учетом актуальных знаний в области радиобиологии и радиационной гигиены.

Россия обладает развитой атомной промышленностью и энергетикой, имеет разные типы энергетических реакторов, которые используют разные виды ядерного топлива и новые технологии его получения и практического применения. Для атомной отрасли обеспечение радиационной безопасности персонала и населения является приоритетной задачей.

Символично, что данная книга выходит в свет в год 80-летия со дня основания Государственного научного центра – Федерального медицинского биофизического центра им. А.И. Бурназяна ФМБА России. В мае 1946 года по инициативе А.И. Бурназяна в СССР была создана Радиационная лаборатория с целью изучения влияния на организм человека радиации и разработки средств лечения и защиты человека от действия радиационного фактора, которая в 1948 году по инициативе И.В. Курчатова была преобразована в Институт биофизики Минздрава СССР (в настоящее время ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна). С момента создания перед Институтом биофизики была поставлена задача разработки научно обоснованных норм и правил радиационной безопасности, организации медицинского обслуживания и санитарно-гигиенического обеспечения работников атомной промышленности.

Приведенная в монографии характеристика десяти нормативных и 32-х методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования, разработанных специалистами нашего Центра, является ярким примером обобщения научных достижений нескольких поколений ученых, постоянной деятельностью по совершенствованию методологии обеспечения радиационной безопасности персонала и населения.

Особенно следует отметить в год 40-летней годовщины радиационной аварии на Чернобыльской АЭС, что во многих разработанных документах учтен опыт работ по ликвидации последствий данной аварии при планировании противоаварийных мероприятий и аварийном реагировании.

Генеральный директор ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Заслуженный врач Российской Федерации, д.м.н., доцент, главный внештатный специалист ФМБА России по медицинской радиологии



Удалов Ю.Д.

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Подготовленное издание обобщает более чем 25-летний опыт коллектива авторов по разработке нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования в области обеспечения радиационной безопасности персонала объектов использования атомной энергии и населения, проживающего в районе их размещения.

Необходимо отметить, что разработке представленного в монографии комплекса нормативных и методических документов предшествовали проводимые на основных производственных участках практически всех предприятий ядерного топливного цикла исследования по:

- изучению параметров радиационной обстановки;
- радиационно-гигиенической оценке производственных факторов воздействия;
- изучению влияния неблагоприятных профессиональных условий на здоровье персонала.

Результатом проведенных исследований явились конкретные, научно-обоснованные рекомендации по улучшению условий труда персонала, оптимизации радиационного дозиметрического контроля, защите персонала и населения и т. п., которые явились основой для разработки санитарных правил, методических указаний и руководств.

В первой главе книги проведен краткий анализ существующей в стране системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования и надзора, включающей правовое, нормативное и методическое обеспечение радиационной безопасности человека.

Во второй главе дан сравнительный анализ десяти нормативных документов, в разработке которых авторы принимали непосредственное участие, и который показал, что в них впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования разработаны конкретные санитарно-гигиенические и организационные требования:

- ко всем аспектам обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов;
- к обеспечению радиационной безопасности при обращении с регенерированным ураном и компонентами получения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива на предприятиях по производству ядерного топлива;
- к проведению оценки соответствия радиационного объекта нормативным требованиям в части сочетанного химического и физического (нерадиационного) воздействия на население при установлении размеров санитарно-защитных зон;
- к сырью и готовой продукции предприятий ГК «Росатом», которые должны соответствовать техническим условиям и отвечать предъявляемым к ним требованиям по обеспечению радиационной безопасности (в случае, когда продукция одного предприятия одновременно является сырьем для другого или используется в производственных целях).

В третьей главе авторы убедительно показали значение методических документов, содержащих гигиенические нормативы и критерии, дополняющие и конкретизирующие обязательные требования действующих НРБ и ОСПОРБ, в процессе формирования стройной системы обеспечения радиационной безопасности.

В настоящее время происходит процесс совершенствования отечественной нормативно-правовой системы обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, ее дальнейшей гармонизации с международными подходами. Несомненно, основные базовые положения приведенных в данной книге нормативных и методических документов сохранят свою научно-практическую значимость и займут достойное место в обновленных актуализированных версиях.

Представленное авторским коллективом издание, безусловно, станет полезным в практической работе для специалистов в области обеспечения радиационной безопасности и студентам разных специальностей, изучающих вопросы защиты человека от неблагоприятного действия радиации.

Доктор медицинских наук,  
начальник Управления радиационной  
гигиены ФГБУ ГНЦ ФМБЦ  
им. А.И. Бурназяна ФМБА России



Шандала Н. К.

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АПЛ	Атомная подводная лодка
АС	Атомная станция
АТО	Атомно-технологическое обслуживание
АЭС	Атомная электростанция
БАС	Блок атомной станции
ВИ	Возвратные изделия
ВМФ	Военно-морской флот
ВОУ	Высокообогащённый уран
ВЭ	Вывод из эксплуатации
ГК	Государственная корпорация
ГФУ	Гексафторид урана
ДВЦ	Дальневосточный центр
ДКРМ	Дозиметрический контроль рабочего места
ДМ	Делящийся материал
ДУ	Допустимый уровень
ЖРО	Жидкие радиоактивные отходы
ЗН	Зона наблюдения
ЗРИ	Завод разделения изотопов
ЗРМ	Загрязненные радионуклидами материалы
ИДК	индивидуальный дозиметрический контроль
ИИИ	источник ионизирующего излучения
ИР	Исследовательский реактор
ЗКД	Зона контролируемого доступа
КУ	Контрольный уровень
ЛПА	Ликвидация последствий аварии
МЗА	Минимально значимая активность
МЗУА	Минимально значимая удельная активность
МСЗ	Машиностроительный завод
МД	Мощность дозы
МСЧ	Медико-санитарная часть
МУ	Методические указания
НЗХК	Новосибирский завод химконцентратов
НИИ	Научно-исследовательский институт
НИИ ПММ	Научно-исследовательский институт промышленной и морской медицины
НКРЗ	Национальная комиссия по радиологической защите
НОУ	Низкообогащённый уран
НРБ	Нормы радиационной безопасности
ОА	Объемная активность
ООТ и РБ	Отдел охраны труда и радиационной безопасности
ОСПОРБ	Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности
ОЭД	Ожидаемая эффективная доза
ОЯТ	Отработавшее ядерное топливо

ПВХ	Пункт временного хранения
ПГН	Продукция гражданского назначения
ПД	Предел дозы
ПДД	Предельно допустимая доза
ПДК	Предельно допустимая концентрация
ППУ	Паропроизводящая установка
ПР	Промышленный реактор
РАО	Радиоактивные отходы
РБ	Радиационная безопасность
РВ	Радиоактивные вещества
РГП	Радиационно-гигиеническая паспортизация
РЗ	Реакторный завод
РК	Радиационный контроль
РНКРЗ	Российская научная комиссия по радиологической защите
РОО	Радиационно опасный объект
РОР	Радиационно опасные работы
РУ	Регенерированный уран
РХЗ	Радиохимический завод
СДК	Среднегодовая допустимая концентрация
СЗ	Сублиматный завод
СЗЗ	Санитарно-защитная зона
СИЗ	Средство индивидуальной защиты
СИЗОД	Средство индивидуальной защиты органов дыхания
СНУП-топливо	Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо
СОУТ	Специальная оценка условий труда
СП	Санитарные правила
СХК	Сибирский химический комбинат
ТВЭЛ	Тепловыделяющий элемент
ТВС	Тепловыделяющие сборки
ТК	Топливная компания
ТРО	Твердые радиоактивные отходы
ТУЭ	Трансурановые элементы
ТУ	Технические условия
ТЭЦ	Теплоэлектроцентраль
УВК	Уровень введения контроля
ФМБА	Федеральное медико-биологическое агентство
ХДМ	Хранилище делящихся материалов
ЦГиЭ	Центр гигиены и эпидемиологии
ЧМЗ	Чепецкий механический завод
ЯРОО	Ядерно и радиационно опасный объект
ЯТЦ	Ядерный топливный цикл
ЯЭУ	Ядерная энергетическая установка

## ВВЕДЕНИЕ

Россия является одной из немногих ядерных держав, имеющих все элементы ядерного топливного цикла – от добычи урана и получения энергии на атомных электростанциях, переработки отработавшего топлива АЭС и получения из него делящихся материалов, а также необходимых для медицины и некоторых отраслей промышленности радионуклидов, до переработки и захоронения радиоактивных отходов (рис. 1).

Эксплуатация предприятий ЯТЦ с момента появления первых производств и по настоящее время является потенциальным источником неизбежного риска для работающего на них персонала и для населения. При этом возможен социальный и экологический ущерб, который считается допустимым, если он приемлем для человека и не увеличивает экономические издержки выше определенного уровня.

Вышеизложенное обуславливает необходимость решения проблем безопасности ЯТЦ как системной задачи, подход к которой должен быть единым для всех элементов цикла.

Задача обеспечения радиационной безопасности персонала и проживающего в районе их расположения населения решалась посредством:

- научно обоснованного нормирования факторов радиационной природы для персонала предприятий ЯТЦ и для населения;
- разработки, а в дальнейшем – совершенствования соответствующих составных частей отечественного санитарного законодательства;

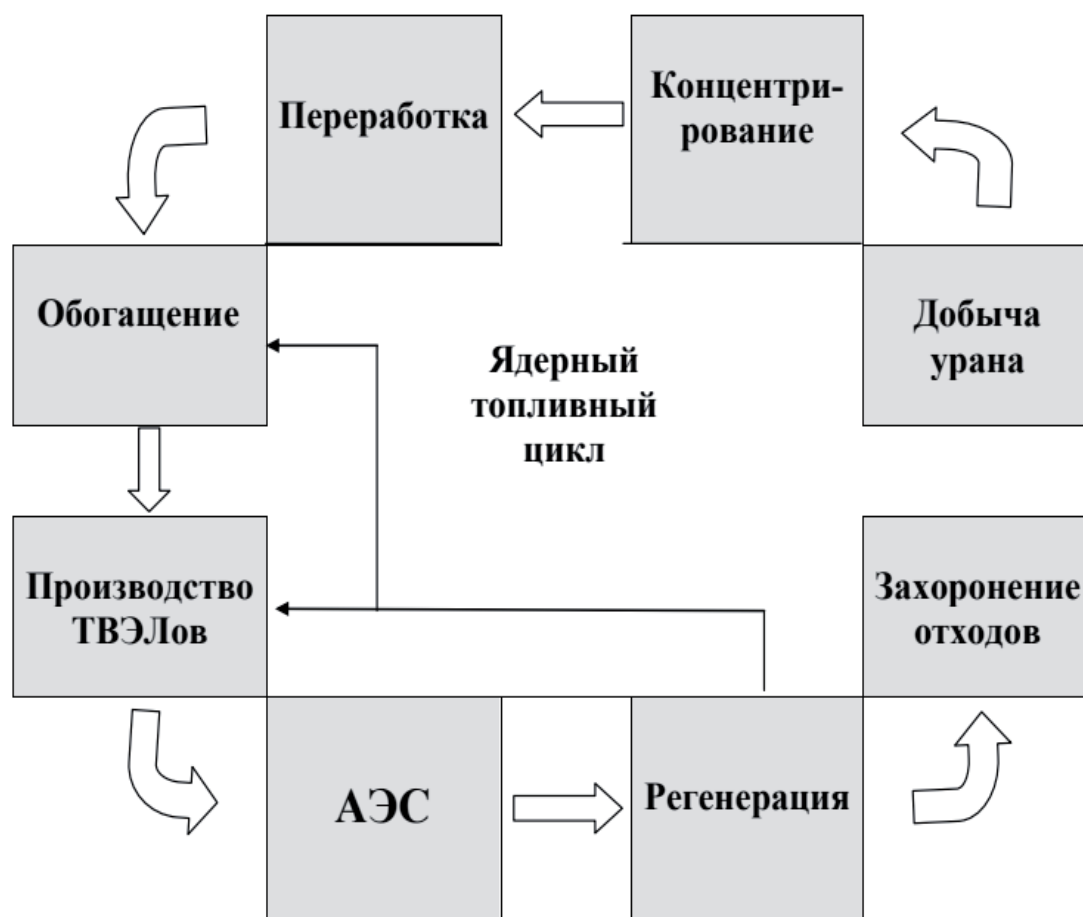


Рис. 1. Схема ядерного топливного цикла

- разработки методологии и приборного обеспечения радиационного дозиметрического и биофизического контроля;
- создания и внедрения средств индивидуальной защиты от неблагоприятного воздействия внешних и внутренних источников ионизирующего излучения;
- осуществления предупредительного санитарно-гигиенического надзора, начиная с экспертизы проектов строительства, реконструкции, перепрофилирования и вывода из эксплуатации объектов атомной промышленности и энергетики;
- осуществления текущего санитарно-гигиенического надзора: радиационно-гигиеническое сопровождение основных технологических операций, ремонтных и аварийно-восстановительных работ, разработка и внедрение защитных мероприятий.

Поэтапное выполнение вышеперечисленных направлений деятельности, базирующихся на положениях Федерального закона «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30.03.1999 № 52-ФЗ, позволило создать комплексную систему государственного санитарно-эпидемиологического нормирования и надзора, включающую в себя разработку научно обоснованных обязательных к выполнению требований по обеспечению радиационной безопасности, а также предупреждение, обнаружение и пресечение нарушений данных требований.

## ГЛАВА 1.

### Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование в области обеспечения радиационной безопасности

Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» определяет правовые основы обеспечения безопасности населения и защиты от воздействия вредных факторов среды обитания, создающих угрозу жизни или здоровью человека либо угрозу жизни или здоровью будущих поколений. Законом определено, что санитарно-эпидемиологическое благополучие населения обеспечивается в том числе посредством государственного санитарно-эпидемиологического нормирования. Основной задачей санитарно-эпидемиологического нормирования является установление требований, удовлетворяющих условиям безопасности для здоровья человека среды его обитания. Обязательные для выполнения санитарно-эпидемиологические требования регламентируются:

– **гигиеническими нормативами** – установленными на основании результатов научных исследований допустимыми максимальными или минимальными количественными и (или) качественными значениями показателя, характеризующего тот или иной фактор среды обитания с позиций его безопасности и (или) безвредности для человека;

– **государственными санитарно-эпидемиологическими правилами и нормативами** (далее – санитарные правила) – нормативными правовыми актами, устанавливающими санитарно-эпидемиологические требования (в том числе критерии безопасности и (или) безвредности факторов среды обитания для человека, гигиенические и иные нормативы), несоблюдение которых создает угрозу жизни или здоровью человека, а также угрозу возникновения и распространения заболеваний.

Кроме нормативных документов, реализующих порядок обеспечения радиационной безопасности населения (включая персонал) в соответствии с Федеральными законами «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30.03.1999 № 52-ФЗ и от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения», действуют еще документы Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) в соответствии с Федеральным законом от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии». Эти документы носят название федеральных норм и правил. В соответствии с Положением о Ростехнадзоре, утвержденным Постановлением Правительства Российской Федерации от 30.07.2004 № 401, федеральные нормы и правила устанавливают требования по обеспечению безопасности ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

В настоящее время в России сложилась следующая структура правовых, нормативно-правовых и методических документов в области обеспечения радиационной безопасности персонала и населения (рис. 2.):

- Федеральные законы;
- Нормы радиационной безопасности;
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности;
- Комплекс санитарных правил обеспечения радиационной безопасности в различных отраслях ядерного комплекса и при эксплуатации радиационных объектов;
- Методические документы.



**Рис. 2.** Иерархия правовых, нормативных и методических документов в области обеспечения радиационной безопасности человека

Правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения определяют: Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30.03.1999 № 52-ФЗ и Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».

Федеральный закон от 30.03.1999 № 52-ФЗ направлен на обеспечение санитарно-эпидемиологического благополучия населения как одного из основных условий реализации конституционных прав граждан на охрану здоровья и благоприятную окружающую среду. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ определяет правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения на всей территории России, в том числе персонала, работающего на объектах использования атомной энергии.

Основу российской нормативной базы составляют Нормы радиационной безопасности и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (до 1999 г. – Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений). Эти нормы и правила являются самостоятельными нормативными документами, содержащими гигиенические нормативы и требования по защите персонала радиационных объектов и проживающего в районе их расположения населения от вредного воздействия ионизирующего излучения. Приоритет НРБ и ОСПОРБ в системе государственного санитарно-эпидемиологического нормирования заключается в том, что никакой нормативный или методический документ в области обеспечения радиационной безопасности не должен противоречить регламентированным НРБ и ОСПОРБ нормативам и требованиям.

Государственные санитарно-эпидемиологические правила (санитарные правила) устанавливают санитарно-эпидемиологические требования – обязательные требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания, условий деятельности юридических лиц и граждан, в том числе индивидуальных предпринимателей, используемых ими территорий, зданий, строений, сооружений, помещений, оборудования, транспортных средств, несоблюдение которых создает угрозу жизни или здоровью человека, угрозу возникновения и распространения заболеваний.

Методический уровень регулирования радиационной безопасности персонала и населения реализуется путем принятия документов санитарно-эпидемиологического нормирования в виде Методических указаний, Руководств и Рекомендаций. В методических документах содержатся гигиенические нормативы и критерии, дополняющие и конкретизирующие обязательные требования действующих НРБ и ОСПОРБ по вопросам обеспечения радиационной безопасности.

## **1.1. Нормы радиационной безопасности и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности**

Нормы радиационной безопасности и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности являются самостоятельными нормативными документами, содержащими гигиенические нормативы и требования по защите персонала радиационных объектов и проживающего в районе их расположения населения от вредного воздействия ионизирующего излучения.

Действующие в настоящее время **Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009** устанавливают:

- основные принципы обеспечения радиационной безопасности;
- требования к ограничению техногенного облучения:
  - категории облучаемых лиц;
  - основные пределы доз для категорий облучаемых лиц;
  - допустимые уровни воздействия ионизирующего излучения по ограничению облучения категорий облучаемых лиц;
  - нормативы планируемого повышенного облучения;
- требования к защите от природного облучения в производственных условиях;
- требования к ограничению облучения населения:
  - ограничение техногенного облучения в нормальных условиях;
  - ограничение природного облучения;
  - ограничение медицинского облучения;
- требования по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии;
- требования к контролю за выполнением Норм.

Действующие в настоящее время **Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ 99/2010** устанавливают требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при всех условиях облучения от ИИИ, на которые распространяется действие Норм радиационной безопасности. Выполнение правил являются обязательным при проектировании, строительстве, эксплуатации, реконструкции, перепрофилировании и выводе из эксплуатации радиационных объектов.

В целях обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации техногенных источников излучения ОСПОРБ-99/2010 устанавливают:

- классификацию радиационных объектов по потенциальной радиационной опасности;
- требования к размещению радиационных объектов и зонированию территорий:
  - к установлению санитарно-защитной зоны;
  - к установлению зоны наблюдения;
- требования к проектированию радиационных объектов;
- требования к организации работ с источниками излучения;
- требования к поставке, учету, хранению и транспортированию ИИИ;
- требования к выводу из эксплуатации радиационных объектов и источников излучения;
- требования к работам с закрытыми радионуклидными источниками;
- требования к работам с открытыми источниками излучения:
  - к установлению класса работ с открытыми источниками излучения;
  - к зонированию производственных помещений;
  - к санитарно-техническим системам обеспечения работ с открытыми источниками излучения;

- требования к санпропускникам и саншлюзам;
- требования к обращению с материалами и изделиями, загрязненными или содержащими техногенные радионуклиды;
- требования к обращению с радиоактивными отходами;
- требования к радиационному контролю при работе с техногенными источниками излучения;
- требования к методам и средствам индивидуальной защиты и личной гигиены персонала;
- требования обеспечения радиационной безопасности при медицинском облучении;
- требования обеспечения радиационной безопасности при воздействии природных источников излучения:
  - облучение населения;
  - облучение работников;
- требования обеспечения безопасности при радиационных авариях.

Как следует из названия документа, ОСПОРБ регламентируют, как правило, только общие требования по всем аспектам обеспечения радиационной безопасности без конкретного алгоритма действий по их выполнению. В развитие основных положений НРБ и ОСПОРБ в системе государственного санитарно-эпидемиологического нормирования предусмотрены разработка и внедрение государственных санитарно-эпидемиологических правил и методических документов, содержащих конкретные критерии, необходимые для успешной реализации основных требований безопасности.

## ГЛАВА 2.

### Нормативное обеспечение радиационной безопасности

В соответствии Федеральному закону от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» нормативное обеспечение радиационной безопасности реализуется посредством разработки и практического применения государственных санитарно-эпидемиологических правил и гигиенических нормативов (санитарных правил), которые устанавливаются санитарно-эпидемиологические требования – обязательные требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания, условий деятельности юридических лиц и граждан, в том числе индивидуальных предпринимателей, используемых ими территорий, зданий, строений, сооружений, помещений, оборудования, транспортных средств, несоблюдение которых создает угрозу жизни или здоровью человека, угрозу возникновения и распространения заболеваний. В период с 2000 г. по настоящее время специалистами ГНЦ «Институт биофизики» (с 2008 г. – ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России) разработаны более 20 санитарных правил по различным аспектам обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, в том числе:

#### 2.1. СанПин 2.6.1-48-01

##### «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов» (СП ВЭ ПР-01)

СП ВЭ ПР-01 являются первым нормативно-правовым актом системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования, содержащим санитарно-гигиенические требования по всем аспектам обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов.

Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов определяют радиационно-гигиенические требования по обеспечению безопасности персонала, населения и окружающей природной среды при выводе из эксплуатации промышленных реакторов одно- и двухцелевого назначения в связи с истечением проектного срока эксплуатации, физическим состоянием, прекращением или сокращением спроса на вырабатываемую продукцию.

Основанием для прекращения эксплуатации ПР могут служить:

- выработка установленного временного ресурса (срока службы) реактора и установки в целом;
- авария, в результате которой дальнейшая эксплуатация нецелесообразна или невозможна;
- несоответствие установки новым техническим требованиям к надежности и безопасности, которые экономически нецелесообразно или технически невозможно удовлетворить;
- экономическая нецелесообразность дальнейшей эксплуатации установки;
- увеличение отрицательного воздействия установки на экологию региона;
- требования властей региона;
- международные соглашения.

В проекте ВЭ ПР должны быть отражены технические решения и мероприятия по обеспечению радиационной безопасности следующих основных технологических процессов:

- временное хранение выгруженного отработавшего ядерного топлива, передача его за пределы здания реактора на длительное хранение или переработка по истечении регламентного срока выдержки;
- подготовка и проведение работ по удалению радиоактивных иловых отложений и механических предметов из технологических шахт реактора, бассейнов выдержки продукции и топлива, транспортно-технологических бассейнов и галерей, хранение загрязненных технологических инструментов, резки и брикетирования технологических каналов;
- дезактивация оборудования, систем и строительных конструкций здания и сооружений реактора;
- герметизация шахты реактора, демонтаж оборудования, строительных конструкций, зданий и сооружений реактора;
- проектирование, сооружение, эксплуатация и ликвидация временных защитных барьеров внутри здания реактора;
- консервация оборудования и систем реактора;
- проектирование, сооружение и эксплуатация хранилищ временного и длительного назначения, предназначенных для обращения с образующимися радиоактивными отходами при выводе из эксплуатации реактора, транспортировании радиоактивных отходов в хранилища;
- сбор, сортировка, первичная обработка, переработка, контейнеризация, транспортирование радиоактивных демонтируемых компонентов оборудования и систем реактора и строительных конструкций;
- реабилитация территории расположения реактора после вывода его из эксплуатации.

## **2.2. СанПиН 2.6.1.07-03**

### **«Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности» (СПП ПУАП-03)**

СПП ПУАП-03 устанавливают санитарно-гигиенические требования по защите здоровья людей от вредного радиационного воздействия при использовании радиоактивных веществ и иных источников ионизирующего излучения на промышленных предприятиях и установках Министерства Российской Федерации по атомной энергии (в настоящее время – ГК «Росатом»).

Правила распространяются на все учреждения, организации и предприятия ГК «Росатом» добывающие, производящие, обрабатывающие, перерабатывающие, применяющие, хранящие, транспортирующие, обезвреживающие и захоранивающие радиоактивные вещества, ядерные материалы и другие источники излучений. СПП ПУАП-03 являются обязательными к исполнению при проектировании, сооружении, эксплуатации, выводе из эксплуатации, реконструкции и перепрофилировании объектов, цехов, участков и установок, предназначенных для работ с ядерными материалами, радиоактивными веществами и другими источниками излучений.

Впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования в СПП ПУАП-03 регламентируются требования к сырью и готовой продукции предприятий ГК «Росатом», которые должны соответствовать техническим условиям и отвечать предъявляемым к ним требованиям по обеспечению радиационной безопасности. В зависимости от характера и назначения продукции в разделе ТУ «Требования безопасности» должны быть предусмотрены требования

к качеству продукции, обеспечивающему радиационную безопасность персонала (в случае, когда продукция одного предприятия одновременно является сырьем для другого или используется в производственных целях) и населения, а именно:

- предельное содержание высокотоксичных радионуклидов;
- удельная альфа– и бета-активность;
- мощность дозы внешнего гамма– и нейтронного излучения;
- предельные уровни поверхностного загрязнения радионуклидами и т.п.

Учитывая, что облучение персонала радиационных объектов при выполнении ремонта технологического оборудования вносит существенный вклад в коллективные и индивидуальные дозы персонала, в правилах разработаны соответствующие требования по безопасному выполнению ремонтных работ.

Настоящими правилами разрешается производство продукции гражданского назначения в специально спроектированных зданиях и сооружениях, расположенных на промплощадке или на территории СЗЗ предприятия или в перепрофилированных основных и вспомогательных цехах и подразделениях, ранее перерабатывавших радиоактивные материалы. Критерием для неограниченного использования в народном хозяйстве ПГН бытового назначения является значение эффективной дозы облучения использующих ее лиц. Эффективная доза от внешнего излучения не должна превышать 10 мкЗв/год при любом виде использования ПГН, т.е. 1 % от среднегодовой допустимой дозы для населения. Внутреннее облучение населения от ПГН не допускается.

Также впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования в СПП ПУАП-03 содержатся требования к постоянному повышению уровня культуры безопасности, которая является составной частью общей культуры производства и представляет собой совокупность видов деятельности администрации и поведения персонала, направленных на обеспечение безопасности радиационно-опасных производств. Администрация радиационно опасных объектов должна проводить политику, показывающую, что обеспечение безопасности обладает высшим приоритетом перед остальными видами деятельности предприятия.

В отличие от ранее действовавших санитарных правил в СПП ПУАП-03 самое пристальное внимание уделено не только аварийной готовности, но и требованиям к системе мер противоаварийной безопасности предприятий атомной промышленности и энергетики. Система противоаварийной безопасности должна включать технические и организационные мероприятия, направленные на предотвращение радиационной аварии, предупреждение ее развития, ограничение масштабов и последствий аварии. Разработка противоаварийных мероприятий должна основываться на предварительной оценке количественного риска возникновения аварий различного характера с определением потенциального источника выброса радиоактивных веществ, сценариев развития аварий и прогноза их развития (отклонение регулируемых параметров технологических процессов и систем безопасности, источник аварии и сценарий развития с оценкой объема и скорости распространения радиоактивных веществ в производственных помещениях и во внешней среде). Планирование противоаварийных защитных мероприятий должно предусматривать их выполнение на всех этапах жизненного цикла радиационного объекта.

В дополнение к терминам и определениям, содержащимся в НРБ-99/2009, СПП ПУАП-03 вводят следующие термины:

– **Готовая продукция** – изделия, вещества и материалы, являющиеся конечным продуктом производства. Готовая продукция одного предприятия может являться сырьем для другого;

– **Место рабочее временное** – место (или помещение) пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения в течение менее половины рабочего времени или менее двух часов непрерывно;

– **Место рабочее постоянное** – место (или помещение) пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения в течение более половины рабочего времени или двух часов непрерывно. Если обслуживание процессов производства осуществляется в различных участках помещения, то постоянным рабочим местом считается все помещение;

– **Полупродукт (полуфабрикат)** – изделие, вещество и материал, являющиеся продукцией участка, цеха или иного подразделения предприятия и служащие сырьем для любого другого производственного подразделения данного предприятия;

– **Пределы безопасной эксплуатации** – установленные проектом значения параметров и характеристик технологического процесса, отклонение от которых может привести к радиационной аварии;

– **Продукция гражданского назначения** – готовая продукция, произведенная из сырья, загрязненного радиоактивными веществами и (или) произведенная в производственных помещениях и (или) на технологическом оборудовании, использовавшемся для переработки радиоактивных материалов, и предназначенная для использования населением;

– **Производственное помещение** – ограниченное строительными конструкциями пространство, в котором размещено технологическое оборудование и осуществляется трудовая деятельность персонала;

– **Промышленная площадка** – охраняемая и огражденная территория размещения производственных, административных, санитарно-бытовых и вспомогательных зданий и сооружений предприятия (радиационного объекта);

– **Радиационная обстановка** – совокупность радиационных факторов в пространстве и времени, обуславливающих воздействие на человека и на окружающую природную среду;

– **Радиационный фактор** – один из компонентов радиационного воздействия на человека, обуславливающий его внешнее и (или) внутреннее облучение. Отдельным радиационным фактором является один вид излучения при внешнем облучении или поступление в организм одним из путей какого-либо радионуклида. Радиационный фактор характеризуется эффективной (эквивалентной) дозой или ее мощностью, плотностью потока частиц, поступлением в организм или содержанием в нем радионуклида, объемной или удельной активностью радионуклида в объектах внешней среды;

– **Сырье радиоактивное** – радиоактивные вещества и материалы в любом агрегатном состоянии, поступающие на предприятие для переработки;

– **Технологический регламент** – документ предприятия, регламентирующий требования к выполнению технологического процесса, эксплуатации производственного оборудования, объему и организации работ по контролю за состоянием пределов безопасной эксплуатации с целью обеспечения безопасности персонала, населения и окружающей природной среды.

В 2019 г. подготовлена актуализированная редакция санитарных правил с измененным названием «Гигиенические требования к обращению с техногенными источниками ионизирующего излучения в производственных условиях (СП ОТИИ-XXX)», которая вследствие действия механизма «регуляторной гильотины» до настоящего времени не утверждена и сама уже нуждается в дальнейшей актуализации.

### **2.3. СанПиН 2.61.24-03**

#### **«Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС-03)**

СП АС-03 являются обязательными для организаций, осуществляющих деятельность, связанную с размещением, проектированием, строительством, вводом в эксплуатацию и эксплуатацией атомных станций с реакторами различного типа (ВВЭР, РБМК, БН и др.), кроме транспортных ядерных энергетических установок и реакторных установок специального назначения.

Радиационная безопасность атомных станций считается достаточной, если техническими средствами и организационными мерами обеспечивается не превышение установленных действующими НРБ основных пределов доз облучения персонала, населения и соблюдение требований настоящих правил.

Обеспечение радиационной безопасности АС должно осуществляться проведением комплекса специальных мероприятий:

- установление и выполнение требований радиационной безопасности на промышленной площадке АС и прилегающих к ней территориях;
- контроль за состоянием физических барьеров АС на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ;
- локализация источников радиационного воздействия и защита персонала и населения при нормальной эксплуатации и в случае аварии на АС.

Для действующих АС настоящими Правилами устанавливается квота на облучение населения, равная 250 мкЗв в год, а для проектируемых и строящихся АС – 100 мкЗв в год.

Данные квоты устанавливаются на суммарное облучение населения от радиоактивных газоаэрозольных выбросов в атмосферу и жидких сбросов в поверхностные воды в целом для АС независимо от количества энергоблоков на промышленной площадке.

В основу проектирования и эксплуатации производственных помещений, зданий и сооружений АС должен быть положен гигиенический принцип деления их на зоны в зависимости от характера технологических процессов, размещенного оборудования, характера и возможной степени загрязнения радиоактивными веществами.

Основным организационно-техническим принципом обеспечения радиационной безопасности является строгое соблюдение персоналом режима зон. Впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования в СП АС-03 содержится требование деления зданий и сооружений АС на следующие зоны:

- зона контролируемого доступа – производственные помещения, где осуществляется обращение с источниками излучения и возможно воздействие радиационных факторов на персонал. Доступ в помещения ЗКД должен осуществляться через санпропускник;
- зона свободного доступа – вспомогательные и административные помещения, где при нормальной эксплуатации АС не осуществляется обращение с источниками излучения и, как правило, практически исключается воздействие на персонал радиационных факторов.

Правилами разработана система мероприятий по обеспечению надежности профессиональной деятельности персонала, которая включает в себя:

- профессиональный отбор персонала;
- подготовку персонала и его стажировку на рабочих местах;

- обеспечение эргономических требований к средствам отображения информации, органам управления и к рабочим местам операторов в целом;
- обеспечение санитарно-гигиенических и эргономических требований к производственному оборудованию АС;
- обеспечение санитарно-гигиенических требований к факторам рабочей среды (микроклимат, шум и т.д.);
- психофизиологический и медицинский контроль состояния персонала;
- использование оптимальных режимов труда и отдыха.

В дополнение к терминам и определениям, содержащимся в НРБ-99/2009, СП АС-03 вводят следующие термины:

**Авария радиационная проектная** – авария, для которой проектом определены исходные и конечные состояния радиационной обстановки и предусмотрены системы безопасности;

**Атомная станция** – ядерная установка для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся в пределах определенной проектом территории, на которой для осуществления этой цели используется ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых систем, устройств, оборудования и сооружений с необходимыми работниками (персоналом);

**Запроектная авария** – авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала;

**Зона контролируемого доступа** – производственные помещения АС в которых на персонал группы А могут воздействовать радиационные факторы;

**Зона свободного доступа** – территория промышленной площадки, здания и сооружения АС, где при нормальной эксплуатации АС практически исключается воздействие на персонал радиационных факторов;

**Паспорт радиационно-гигиенический АС** – документ, характеризующий состояние радиационной безопасности на АС и содержащий рекомендации по ее улучшению;

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

#### **2.4. СанПиН 2.6.1.34-03**

##### **«Обеспечение радиационной безопасности предприятий ОАО «ТВЭЛ» (СП ТВЭЛ-03)**

Правила содержат требования, которыми необходимо руководствоваться на этапах проектирования, сооружения, эксплуатации, реконструкции, ввода и вывода из эксплуатации радиационных объектов ОАО «ТВЭЛ», задействованных в фабрикации ядерного топлива из урана, для обеспечения радиационной безопасности персонала данных объектов, проживающего в районе их расположения населения и окружающей среды.

Одной из важных с точки зрения обеспечения радиационной безопасности особенностью эксплуатации предприятий ОАО «ТВЭЛ» является переработка сырья, содержащего регенерированный уран. Правилами впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования регламентировано, что:

- проведение работ с РУ должно быть организовано таким образом, чтобы сохранить установленную категорию потенциальной радиационной опасности объекта;
- организация работ по переработке РУ должна обеспечивать неперевышение установленного класса работ с открытыми источниками излучения;
- переработка промышленных партий РУ, содержащих повышенные по сравнению с ТУ количества радионуклидов реакторного происхождения, должна осуществляться после составления прогноза изменения радиационной обстановки, проведения санитарно-эпидемиологической экспертизы опытной переработки партии такого сырья и получения положительного санитарно-эпидемиологического заключения;
- допускается производить работы с РУ на оборудовании, предназначенном для переработки урана, полученного из природного сырья, без реорганизации технологического процесса и перепланировки производственных помещений;
- при наличии нескольких параллельных технологических линий переработку РУ и изготовление из него тепловыделяющих сборок необходимо организовать таким образом, чтобы в переработке РУ была задействована только одна из имеющихся линий соответствующего передела;
- для предотвращения накопления в материале дочерних продуктов распада  $^{232}\text{U}$  необходимо организовать технологический процесс таким образом, чтобы свести к минимуму сроки хранения сырья и полупродуктов.

До 2010 г. в состав ОАО «ТВЭЛ» входили предприятия по фабрикации ядерного топлива. В 2010 г. произошла структурная реорганизация ОАО «ТВЭЛ»: в Топливную компанию «ТВЭЛ» дополнительно вошли предприятия разделительно-сублиматного комплекса и газово-центрифужные заводы. Данное обстоятельство вызвало необходимость актуализации СП ТВЭЛ-03 с включением в них требований обеспечения радиационной безопасности предприятий разделительно-сублиматного комплекса и газово-центрифужных заводов. Так, необходимо учесть, что эксплуатация предприятий ТК «ТВЭЛ» характеризуется сочетанным воздействием на персонал радиационных, других физических и химических (обусловленных, в основном воздействием фтора и его соединений) профессиональных факторов вредности.

Наряду с контролем в воздухе рабочей зоны аэрозолей урана, в разделительном и сублиматном производствах необходимо проводить контроль за содержанием ГФУ в газообразном состоянии.

При работе с фтористыми соединениями урана в разделительном и сублиматном производствах для оперативного контроля необходимо измерять максимальную разовую концентрацию фтора (предельно-допустимая концентрация равна  $0,03 \text{ мг/м}^3$ ).

Должен быть разработан комплекс мероприятий по защите персонала и населения от возможных последствий как радиационной, так и химической аварии, сопровождающейся выходом соединений фтора за пределы технологического оборудования. В производстве гексафторида урана наиболее вероятными причинами поступления газообразного продукта в воздушную среду производственных помещений являются следующие события:

- ошибочное вскрытие отдельных узлов оборудования и коммуникаций;
- отказ системы контроля давления на оборудовании и коммуникациях; разгерметизация емкостей с ГФУ;
- нарушение герметичности клапанов, оборудования и коммуникаций;
- возникновение пожара в производственных помещениях;
- превышение регламентированного предела заполнения гексафторидом урана емкостей при его последующем сжижении вследствие гидростатического разрушения емкостей;

- возможная конденсация фтора или кислорода в емкостях при использовании жидкого азота в качестве хладагента;
- возникновение самоподдерживающейся цепной реакции.

С целью предупреждения развития аварий должны быть предусмотрены устройства, обеспечивающие прекращение поступления фтористых соединений в производство, желательного в автоматическом исполнении.

В 2018 г. был разработан проект актуализированных санитарных правил «Обеспечение радиационной безопасности предприятий Топливной компании «ТВЭЛ» при производстве ядерного топлива» (СП ТК ТВЭЛ – ХХХ).

Актуализированная редакция санитарных правил СП ТК ТВЭЛ-ХХХ вследствие действия механизма «регуляторной гильотины» до настоящего времени не утверждена и сама уже нуждается в дальнейшей актуализации.

## **2.5. СанПин 2.6.1.08–03**

### **«Организация и проведение работ по производству энергетического урана из высокообогащенного оружейного урана» (СП ВОУ-03)**

18 февраля 1993 года было заключено межправительственное соглашение между Российской Федерацией и Соединенными Штатами Америки («Соглашение ВОУ-НОУ»: о переводе высокообогащенного урана в низкообогащенный уран). Соглашение предусматривало необратимую переработку не менее 500 тонн российского оружейного (высокообогащенного) урана в низкообогащенный уран – топливо для атомных электростанций США. Для обеспечения межправительственного соглашения позднее был заключен «Контракт ВОУ-НОУ» между российской и американской компаниями по обогащению урана. Соглашение было рассчитано на 20 лет и закончило действовать в 2013 году.

СанПин 2.6.1.08–03 разработаны в целях защиты здоровья персонала от вредного радиационно-химического воздействия при получении низкообогащенного энергетического урана из высокообогащенного оружейного урана. Правила являются обязательными к исполнению при проектировании, сооружении, эксплуатации, выводе из эксплуатации, реконструкции и перепрофилировании объектов, цехов, участков и установок, предназначенных для работ по переработке оружейного ВОУ, использующегося для получения НОУ.

В СанПин 2.6.1.08–03 разработан комплекс мероприятий по обеспечению радиационной и химической безопасности персонала. Основные факторы химической опасности имеют место при использовании в технологическом процессе:

- агрессивных жидкостей (плавиковая кислота, жидкий ГФУ, азотная кислота, аммиачная вода, раствор уранилнитрата);
- газов (фтор, шестифтористый уран, кислые и щелочные газы);
- твердых веществ (твердый ГФУ, оксиды урана, промежуточные полупродукты, отходы фторирования – огарки, соль полиураната).

Особое внимание в правилах уделено профилактике и ликвидации последствий аварий, сопровождающихся поступлением фтористых соединений в воздух производственных помещений. На предприятиях по производству ВОУ-НОУ должна быть организована аварийно-спасательная служба или специальные формирования (аварийные бригады).

Обязанности членов бригад или персонала аварийной службы и их состав должны регламентироваться специальной инструкцией, содержащей их основной и дублирующий составы для каждой смены; перечень необходимых приборов, оборудования и оснастки; набор СИЗ и т.д.

На каждом предприятии должны быть определены материально-технические и финансовые ресурсы из расчета ликвидации последствий максимальной проектной аварии.

Каждый участок производства ВОУ–НОУ, где осуществляется обращение с фторсодержащими продуктами, должен быть оборудован аварийным пунктом обмыва, расположенным в зоне, где исключено загрязнение ГФУ, но на расстоянии, обеспечивающем в реальных условиях возможность обмыва пострадавших в аварии не позднее, чем через 2 мин после попадания в «облако» или «струю» газа.

В связи с прекращением действия «Соглашения ВОУ-НОУ» в 2013 году СП ВОУ-03 в актуализации не нуждаются.

## **2.6. СанПин 2.6.1.23-03**

### **«Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации ядерных реакторов исследовательского назначения» (СП ИР-03)**

СП ИР-03 определяют радиационно-гигиенические требования по обеспечению безопасности персонала и населения при проектировании, эксплуатации и выводе из эксплуатации исследовательских реакторов.

К исследовательским ядерным установкам (реакторам) относятся ядерно-физические установки, предназначенные для проведения научных исследований и производственных экспериментов с использованием мощных потоков ионизирующих излучений в целях:

- изучения и отработки вопросов физики, техники и технологии ядерных реакторов и отдельных их систем;
- физических, материаловедческих, химических, геологических медико-биологических и других исследований, а также учебных целей;
- получения радиоактивных изотопов и решения других задач научно-производственного характера.

Проектом исследовательского реактора должны быть предусмотрены технические средства и защитные мероприятия, обеспечивающие ограничение радиационного воздействия при аварии территорией санитарно-защитной зоны и относящие реактор к категории потенциальной радиационной опасности не выше II-й. Действующие ИР I категории, расположенные на расстоянии менее 1000 м от жилых зданий, должны быть в течение 5 лет после введения настоящих Правил либо приведены в соответствие с данным требованием, либо выведены из эксплуатации.

Территорию (промплощадку) следует разделять на следующие зоны:

- первая функциональная зона, располагаемая как правило по периферии площадки, объединяет здания, где не производятся работы с радиоактивными веществами;
- вторая функциональная зона включает в себя часть площадки, где располагаются здания реактора, радиохимические комплексы, лаборатории для работы с радиоактивными веществами, сооружения для сбора, хранения, переработки радиоактивных отходов, дезактивации транспорта, мастерские для ремонта оборудования, имеющего радиоактивное загрязнение.

Для обеспечения радиационной безопасности персонала при проведении экспериментальных работ на ИР в проекте и при эксплуатации ИР должны быть реализованы следующие основные принципы:

- для удержания и локализации радиоактивных веществ и химически активных сред, которые могут выйти в помещения ЗКД при отказах оборудования, следует предусматривать, как минимум два защитных барьера. В случае выхода радиоактивные вещества должны поступать на специальные системы очистки;

– техническими и организационными мерами должна быть исключена возможность облучения персонала гамма–нейтронным излучением через скрытые полости экспериментальных каналов. При наличии коллимированных, направленных потоков нейтронов необходимо предусматривать дополнительную защиту во избежание попадания пучка нейтронов в соседние помещения;

– проведение работ, связанных с облучением делящихся материалов, должно быть обеспечено техническими и организационными средствами постоянного контроля герметичности оболочек облучаемых капсул (контейнеров) с делящимися материалами по реперным радионуклидам;

– при выборе и использовании образцов, материалов, устройств, предназначенных для облучения в экспериментальных каналах реакторов, должна учитываться возможность выделения в воздух рабочих помещений токсических веществ из облучаемых материалов с разработкой мер контроля и улавливания этих веществ. При прочих условиях должны применять материалы, которые после облучения в экспериментальных каналах, имеют меньшие уровни наведенной активности;

– на исследовательских реакторах должны быть предусмотрены системы очистки теплоносителя от продуктов деления и других радионуклидов, работающие по замкнутому циклу. На реакторах бассейнового типа должны быть предусмотрены методы улавливания и очистки воды бассейна от газообразных продуктов деления и коррозии (например, использование вакуумных дегазаторов). При эксплуатации реактора в программу технического обслуживания должны быть включены мероприятия по обеспечению качества теплоносителя.

СП ИР-03 нуждаются в актуализации в связи с истечением срока действия.

## **2.7. СП 2.6.1.2216-07**

### **«Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (СП СЗЗ и ЗН-07)**

СП СЗЗ и ЗН определяют гигиенические требования к порядку установления санитарно-защитных зон и зон наблюдения, обоснованию их размеров в зависимости от категории потенциальной опасности радиационного объекта, а также регламентируют условия эксплуатации этих зон и меры по обеспечению безопасности населения и окружающей среды.

В развитие требований действовавших в то время ОСПОРБ-99 правилами установлено, что:

– критерием для определения размеров санитарно-защитной зоны является непревышение на ее внешней границе годовой эффективной дозы облучения населения – 1 мЗв/год, или квоты предела годовой эффективной дозы облучения населения, утвержденной органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор;

– любое изменение размеров СЗЗ действующих объектов должно быть обосновано и сопровождаться разработкой проекта, отражающего данные изменения;

– размер зоны наблюдения может быть изменен на основе анализа информативности радиационного контроля при нормальной эксплуатации радиационного объекта, а также в случае изменения размеров соответствующей СЗЗ.

В 2019 г. подготовлена актуализированная редакция санитарных правил СП СЗЗ и ЗН-XXX. В новой редакции правил впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования при установлении размеров СЗЗ

радиационного объекта содержится требование проведения дополнительной оценки соответствия радиационного объекта нормативным требованиям в части химического и физического (нерадиационного) воздействия на население:

– радиационный объект соответствует нормативным требованиям в части химического воздействия на население, если на границе СЗЗ и за ее пределами соблюдаются предельно допустимые концентрации загрязняющих веществ, источником выбросов которых является данный объект, для атмосферного воздуха населенных мест с учетом фоновых концентраций;

– радиационный объект соответствует нормативным требованиям в части физического (нерадиационного) воздействия на население, если на границе СЗЗ и за ее пределами соблюдаются предельно-допустимые уровни.

Актуализированная редакция санитарных правил СП СЗЗ и ЗН-ХХХ вследствие действия механизма «регуляторной гильотины» до настоящего времени не утверждена и сама уже нуждается в дальнейшей актуализации.

## **2.8. СП 2.6.1.2205-07**

### **«Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» (СП ВЭ БАС–07)**

СП ВЭ БАС–07 разработаны в развитие требований СП ВЭ ПР–01 и отражают специфику работ по выводу из эксплуатации блоков атомной станции различных типов. Вывод из эксплуатации БАС осуществляется после завершения использования блока АС в качестве источника энергии и удаления ядерного топлива и ядерных материалов и направлен на последовательное уменьшение объема и количества ИИИ, размещенных на площадке блока АС, вплоть до их полного удаления.

Блок АС до полного удаления ядерного топлива с территории его площадки относится к I категории потенциальной опасности радиационных объектов. Категория потенциальной опасности выводимого из эксплуатации блока АС может изменяться в зависимости от этапа ВЭ.

В период после окончательного останова блока АС до начала ВЭ эксплуатирующая организация должна обеспечить осуществление следующих основных мероприятий по подготовке к ВЭ:

– удаление отработавшего ядерного топлива и всех ядерных материалов с площадки блока АС;

– удаление радиоактивных рабочих сред из контура теплоносителя реактора;

– комплексное обследование радиационного и технического состояния зданий и сооружений, систем и оборудования блока АС;

– разработка проекта ВЭ и комплекта документов для получения санитарно-эпидемиологического заключения органов, уполномоченных осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор, на проведение работ по ВЭ.

При разработке проекта ВЭ должен быть определен один из следующих вариантов конечного состояния объекта по завершению работ по ВЭ:

– площадка блока АС – нерадиационный объект: все радиоактивные конструкции и отходы с площадки удалены, площадка выводится из-под действия норм радиационной безопасности и освобождается от радиационного контроля;

– площадка блока АС – радиационный объект: все радиоактивные конструкции и отходы локализованы в специально сооруженном на площадке АС хранилище (или пункте захоронения). Получено санитарно-эпидемиологическое заключение о соответствии хранилища (пункта захоронения) как самостоятельного радиационного объекта санитарному законодательству.

В 2021 г. подготовлена актуализированная редакция санитарных правил, которая вследствие действия механизма «регуляторной гильотины» до настоящего времени не утверждена и сама уже нуждается в дальнейшей актуализации.

## **2.9. Проект СП 2.6.1.–XX**

### **«Обеспечение радиационной безопасности персонала при утилизации атомных подводных лодок, надводных кораблей с ядерными энергетическими установками и судов атомного технологического обслуживания» (СП АПЛ-XXX)**

Проект СП 2.6.1. – XX разработан в 2022 г. совместно с НИИ ПММ ФМБА России взамен Санитарных правил СП 2.6.1.2154-06 «Обеспечение радиационной безопасности при комплексной утилизации атомных подводных лодок» и Санитарных правил СП 2.61.2040-05 «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании, эксплуатации и выводе из эксплуатации атомных судов».

Судно атомного технологического обслуживания – грузовое судно, предназначенное для:

- хранения новых и отработавших тепловыделяющих сборок ядерных реакторов;
- обеспечения операций по выгрузке отработавших и загрузке новых тепловыделяющих сборок в реакторы;
- приема, обработки и передачи газообразных, жидких и твердых радиоактивных отходов;
- снабжения судов с ядерными энергетическими установками или судов с радиационными источниками технологическими средами и приема их на борт;
- снабжения судов с ЯЭУ или судов с радиационными источниками электрической и тепловой энергией;
- иных функций технологического обслуживания судов с ЯЭУ или судов с радиационными источниками.

Согласно СП 2.6.1. – XX подготовленные к долговременному хранению блок реакторного отсека или блок-упаковка должны отвечать следующим требованиям:

- полное освобождение от ядерного топлива, газа систем высокого давления и вакуумирования и технологических сред контуров (кроме неосушаемых объемов);
- предотвращение выхода в окружающую среду любых радиоактивных, токсичных и вредных веществ за счет конструкции внешней оболочки;
- герметичность в течение установленного срока хранения;
- наличие антикоррозионного защитно-изолирующего покрытия поверхности;
- наличие биологической защиты, установленной в местах повышенных уровней гамма-излучения по результатам радиационного обследования для определения толщины и конфигурации защиты;
- исключение посещения персоналом внутреннего объема для обслуживания и осмотра.

Проект СП согласован заинтересованными организациями и находится на рассмотрении в Роспотребнадзоре.

## **2.10. Проект СП 2.6.5. -XXX**

### **«Обеспечение радиационной безопасности при производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива» (СП СНУП – XXX)**

СП СНУП – XXX после утверждения будут являться нормативным документом, устанавливающим санитарно-гигиенические и организационные требования по обеспечению радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды при эксплуатации производственных участков, осуществляющих получение и обращение смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, включая эксплуатацию модуля фабрикации и комплекса рефабрикации СНУП-топлива.

Правила распространяются на объекты, осуществляющие получение, обработку, испытание и исследование СНУП-топлива, а также на организации, выполняющие работы на территории промышленной площадки и санитарно-защитной зоны данных объектов.

Правила разработаны в развитие действующих Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности и Норм радиационной безопасности и являются обязательными к исполнению при проектировании, сооружении, вводе в эксплуатацию, эксплуатации, выводе из эксплуатации, реконструкции и перепрофилировании объектов, цехов, участков и установок, предназначенных для работ в производстве СНУП-топлива.

Эксплуатация объектов производства СНУП-топлива характеризуется сочетанным воздействием на персонал радиационных, других физических и химических профессиональных факторов вредности.

Основными источниками ионизирующего излучения являются боксы, где происходит прессование таблеток, дробление шашек и бракованных таблеток, дозирование и смешивание порошка СНУП-топлива, а также временное хранение продукции.

Главными особенностями формирования дозы внешнего облучения на рабочих местах технологии производства СНУП-топлива являются:

- высокая доля низкоэнергетического фотонного излучения;
- значительная неравномерность облучения тела фотонным излучением. При этом нейтронное облучение персонала происходит относительно равномерно по телу. На некоторых рабочих местах вклад нейтронного облучения может превышать вклад гамма-облучения;
- возможность превышения основного предела эквивалентной дозы облучения кистей рук (500 мЗв/год);
- спектры нейтронного излучения, формирующиеся на рабочих местах, значительно «мягче» (имеют значительно меньшую среднюю энергию), чем спектр нейтронного излучения установки поверки дозиметров. Вследствие чего для альбедных термолюминесцентных дозиметров требуется введение поправочных коэффициентов.

Основными технологическими операциями в производстве СНУП-топлива, сопровождающимися поступлением радиоактивных аэрозолей в воздух рабочей зоны, являются дробление шашек, замена камерных перчаток, ремонт, ревизия, монтаж и демонтаж внутрикамерного оборудования.

Наибольший вклад в ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения при работах в ремзоне дают субмикронные аэрозоли (при этом доля их в общей активности аэрозолей в воздухе меньше, чем у грубодисперсных аэрозолей).

В производстве СНУП-топлива при расчете величины допустимой объемной активности аэрозолей в воздухе рабочей зоны и вклада внутреннего облучения в эффективную дозу обязательно должно учитываться наличие трансурановых элементов.

В начальный период эксплуатации объектов производства СНУП-топлива (не менее 2 лет) ДОА<sub>перс</sub> устанавливается в соответствии с п. 8.5. НРБ-99/2009 как для радионуклидов с неизвестной формой соединения.

Значение ДОА<sub>перс</sub> должно быть согласовано с территориальными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

При выполнении работ, связанных с наличием в воздухе рабочей зоны урансодержащих соединений, персонал должен пользоваться сертифицированными средствами защиты органов дыхания:

- противоаэрозольными фильтрующими полумасками не ниже 3-го (наивысшего) класса эффективности защиты FFP3,
- противогазоаэрозольными фильтрующими полумасками не ниже 3-го (наивысшего) класса эффективности защиты FFER3, FFAEP3, FFABP3.

Персонал, проводящий работы с радиоактивными растворами и порошками, выполняющий уборку помещений, ремонтные работы и работы по ликвидации последствий аварий, кроме основного комплекта СИЗ, при необходимости, должен быть обеспечен дополнительной спецодеждой из пленочных материалов или материалов с полимерным покрытием: фартуками, нарукавниками, полухалатами, полукombineзонами и др., а также резиновой или пластиковой спецобувью.

При работах, когда применение фильтрующих средств не обеспечивает радиационную безопасность (наличие в воздухе рабочей зоны плутония и/или его соединений), следует применять изолирующие средства защиты органов дыхания (пневмокостюмы, пневмошлемы, а в отдельных случаях – автономные изолирующие аппараты и изолирующие костюмы).

В целях применения изолирующих средства защиты органов дыхания должна быть оборудована стационарная система воздухообеспечения, обеспечивающая подачу чистого воздуха для шланговых СИЗОД, которая должна иметь воздухораспределительные гребенки для одновременного подключения не менее двух шланговых СИЗОД во всех потенциально опасных помещениях.

Проект СП согласован заинтересованными организациями и находится на рассмотрении в Роспотребнадзоре.

## **ГЛАВА 3.**

### **Методическое обеспечение радиационной безопасности**

В данной главе содержится краткая характеристика ряда методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования, утвержденных заместителем руководителя ФМБА России. Требования данных документов являются обязательными для территориальных органов и организаций ФМБА России, но являются рекомендательными для других ведомств, в том числе и для предприятий Госкорпорации «Росатом». Учитывая, что в ряде методических документов содержатся гигиенические нормативы и критерии, дополняющие и конкретизирующие требования НРБ и ОСПОРБ по вопросам обеспечения радиационной безопасности, в главе 4 приведены предложения о придании последним статуса обязательных посредством внесения данных нормативов и критериев в новые редакции НРБ и ОСПОРБ.

#### **3.1. Методические документы по адаптации радиационного контроля на предприятиях ЯТЦ к требованиям НРБ-99**

Нормы радиационной безопасности НРБ-99 (СП 2.6.1.758-99) помимо эффективной дозы установили в качестве основных дозовых пределов значения эквивалентных доз в коже, хрусталике глаза, кистях и стопах. Приборно-методическое обеспечение для контроля этих основных дозовых пределов и ИДК нейтронного излучения в производственных условиях на момент введения НРБ-99 практически отсутствовало или находилось в стадии разработки. Методические указания по адаптации радиационного контроля на предприятиях ЯТЦ к требованиям НРБ-99 рекомендуют для оценки эквивалентных доз в коже, хрусталике глаза, кистях и стопах, а также на поверхности нижней части области живота у женщин в возрасте до 45 лет использовать косвенный метод по показаниям индивидуального дозиметра внешнего гамма-излучения, традиционно используемого в практике ИДК.

##### **3.1.1. Методические указания МУ 2.6.1.21-02**

###### **«Адаптация радиационного контроля на РЗ СХК к требованиям НРБ-99»**

Методические указания разработаны на основании результатов радиационно-гигиенических исследований, проведенных с использованием данных дозиметрического контроля ООТ и РБ реакторного завода СХК.

МУ определяют комплекс необходимых мероприятий по частичной реорганизации существующей на реакторном заводе СХК системы радиационного контроля, направленной на практическое внедрение новых требований, регламентированных НРБ-99.

МУ рекомендуют:

- поскольку используемые на заводе для контроля индивидуальной дозы внешнего гамма-излучения дозиметры типа ДТЛ-01 с толщиной тканезквивалентного корпуса 1000 мг/см<sup>2</sup> соответствуют требованиям МУ «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в нормальных условиях эксплуатации источников излучения. Общие требования», их показания можно рассматривать как вклад гамма-облучения тела в эффективную дозу;

- индивидуальный инструментальный контроль доз внешнего гамма-излучения персонала, осуществляемый в контролируемых производственных подразделениях завода, должен быть сохранен, поскольку практически во всех из них наблюдаются индивидуальные дозы внешнего гамма-излучения, превышающие рекомендованный уровень введения индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения – 1 мЗв/год;
- для решения вопроса о расширении числа контролируемых лиц, а также о введении ИДК в других подразделениях РЗ необходимо оценить возможность превышения УВК, используя данные о мощности дозы гамма-излучения на рабочих местах и хронометраже рабочего времени. Превышение УВК = 1 мЗв/год возможно при постоянной мощности дозы гамма-излучения на рабочем месте свыше 60 мкбэр/ч (0,016 мкбэр/с или 0,60 мкЗв/час) при условии продолжительности работы персонала 1700 часов в течение года;
- при определении величин эквивалентных доз на кожу за счет фотонного излучения данные ИДК облучения тела необходимо умножать на коэффициент, равный 1,6;
- для оценки величин эквивалентных доз фотонного излучения на хрусталики глаз величины индивидуальных доз на тело необходимо умножать на коэффициент, равный 1,2;
- для определения и оценки величин индивидуальных эквивалентных доз фотонного излучения на стопы необходимо проводить измерения мощности дозы гамма-излучения на конкретных рабочих местах персонала на высоте 1,5 м (тело) и 0,1 м (стопы). В случае, если отношение МД на стопы к МД на тело не превышает 25 (отношение предела дозы на стопы 500 мЗв к 20 мЗв – предел дозы на тело при монофакторном воздействии гамма-излучения) и показания носимого на груди дозиметра ДТЛ-01 не превышают 20 мЗв/год, то предел годовой дозы на стопы гарантированно не будет превышен;
- для оценки и определения величин индивидуальных эквивалентных доз фотонного излучения на кисти рук необходимо проводить измерения мощности дозы гамма-излучения на конкретных рабочих местах персонала на высоте 1,5 м (тело) вплотную к источнику излучения при проведении ручных операций или на соответствующем расстоянии (кисти рук). В случае, если отношение МД на кисти рук к МД на тело не превышает 25 (отношение предела дозы на кисти рук 500 мЗв / 20 мЗв – предел дозы на тело при монофакторном воздействии гамма-излучения) и показания носимого на груди дозиметра ДТЛ-01 не превышают 20 мЗв/год, то предел годовой дозы на кисти гарантированно не будет превышен.

### **3.1.2. Методические указания МУ 2.6.1.22–02**

#### **«Адаптация радиационного контроля на ЗРИ СХК к требованиям НРБ-99»**

Методические указания разработаны на основании результатов радиационно-гигиенических исследований, проведенных с использованием данных дозиметрического контроля ООТ и РБ завода разделения изотопов СХК.

МУ определяют комплекс необходимых мероприятий по частичной реорганизации существующей на заводе разделения изотопов СХК системы радиационного контроля, направленной на практическое внедрение новых требований, регламентированных НРБ-99.

МУ рекомендуют:

- поскольку используемые на заводе для контроля индивидуальной дозы внешнего гамма-излучения дозиметры типа ДТЛ-01 с толщиной тканеэквивалентного корпуса 1000 мг/см<sup>2</sup> соответствуют требованиям МУ «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профес-сио-

- нального облучения в нормальных условиях эксплуатации источников излучения. Общие требования» их показания можно рассматривать как вклад гамма-облучения тела в эффективную дозу;
- индивидуальный инструментальный контроль доз внешнего гамма-излучения персонала, осуществляемый в контролируемых производственных подразделениях завода, должен быть сохранен, поскольку практически во всех из них наблюдаются индивидуальные дозы внешнего гамма-излучения, превышающие рекомендованный уровень введения индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения – 1 мЗв/год;
  - при определении величин эквивалентных доз на кожу за счет фотонного излучения данные ИДК облучения тела необходимо умножить на коэффициент, равный 1,7;
  - для оценки величин эквивалентных доз фотонного излучения на хрусталики глаз величины индивидуальных доз на тело необходимо умножить на коэффициент, равный 1,2;
  - за максимальную оценку дозы внешнего излучения на поверхность нижней части живота у женщин моложе 45 лет можно принимать показания индивидуального дозиметра гамма-излучения, носимого на груди для определения облучения всего тела, умноженные на коэффициент 2,1;
  - в помещениях, где проводятся работы с ГФУ, необходимо организовать плановые замеры мощности дозы нейтронного излучения. Для персонала стенда С-4 необходимо введение индивидуального контроля доз нейтронного излучения, поскольку на этом производственном участке возможно превышение рекомендованного  $U_{вк}$  методами ИДК– 1 мЗв/год для нейтронного облучения;
  - при изменении нуклидного состава радиоактивных аэрозолей расчет ДОО для реальной смеси радионуклидов ( $DOA_{см}$ ) следует производить по следующей формуле:

$$DOA_{см} = \frac{100}{\sum \frac{P_j}{DOA_j}},$$

где:  $DOA_j$  – допустимая объемная активность j-го радионуклида согласно НРБ-99;  
 $P_j$  – его доля по активности (в %) в смеси.

### 3.1.3. Методические указания МУ 2.6.1.24–02

#### «Адаптация радиационного контроля на РХЗ СХК к требованиям НРБ-99»

Методические указания разработаны на основании результатов радиационно-гигиенических исследований, проведенных с использованием данных дозиметрического контроля ООТ и РБ радиохимического завода СХК.

МУ определяют комплекс необходимых мероприятий по частичной реорганизации существующей на РХЗ СХК системы радиационного контроля, направленной на практическое внедрение новых требований, регламентированных НРБ-99.

МУ рекомендуют:

- поскольку используемые на заводе для контроля индивидуальной дозы внешнего гамма-излучения дозиметры типа ДТЛ-01 с толщиной тканеэквивалентного корпуса 1000 мг/см<sup>2</sup> соответствуют требованиям МУ «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в нормальных условиях эксплуатации источников излучения. Общие требования» их показания можно рассматривать как вклад гамма-облучения тела в эффективную дозу;

- индивидуальный инструментальный контроль доз внешнего гамма-излучения персонала, осуществляемый в контролируемых производственных подразделениях завода, должен быть сохранен, поскольку практически во всех из них наблюдаются индивидуальные дозы внешнего гамма-излучения, превышающие рекомендованный уровень введения индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения – 1 мЗв/год;
- при работе в химической лаборатории и в отд. 26 необходимо введение ИДК облучаемости кожи и кистей рук. До введения ИДК кожи и кистей рук определение эквивалентных доз следует проводить расчетным методом, используя результаты измерения плотности потока и средней энергии бета-излучения, или мощности дозы на кожу, полученные соответствующим дозиметром (например, портативный универсальный спектрометр для измерения радиоактивности СКС-99 «Спутник», разработанный НТЦ «Амплитуда-М» и внесенный в Реестр средств измерения, сертификат RU.C.38.002.A № 6452);
- соблюдение установленного предела облучения тела, контролируемого по показаниям индивидуальных дозиметров, обеспечивает и соблюдение предела облучаемости стоп ног. Максимальную оценку дозы на стопы можно получить, используя коэффициент 6,8;
- введение ИДК облучаемости хрусталика глаза нецелесообразно. В химической лаборатории при работах с открытыми проемами шкафов обязательно применение СИЗ органов зрения;
- за дозу внешнего излучения на поверхность нижней части живота у женщин моложе 45 лет следует принимать показания индивидуального дозиметра гамма-излучения, носимого на груди для определения облучения всего тела. Исключением является показания дозиметра у женщин, работающих в машинном зале, коридоре ХПО и отд. 26, которые необходимо умножить на коэффициент 1,8, 3,1 и 4,9, соответственно;
- в случае ношения индивидуального дозиметра в боковом кармане спецодежды, его показания можно непосредственно использовать для определения дозы внешнего излучения на поверхность нижней части живота на всех производственных участках завода;
- при оценке эквивалентной дозы на нижнюю часть живота необходимо учитывать помимо дозы гамма-излучения также и дозу нейтронного излучения;
- для персонала отд. 26 необходимо введение индивидуального контроля доз нейтронного излучения, поскольку на этом производственном участке возможно превышение рекомендованного УВК методами ИДК. До введения ИДК нейтронного излучения оценку доз следует проводить, используя косвенный метод по показаниям индивидуального дозиметра внешнего гамма-излучения, умножая его значения на коэффициент, полученный из отношения значений МД нейтронного излучения к МД гамма-излучения, измеренных в одной точке, усредненного по точкам измерения на рабочем месте.

#### **3.1.4. Методические указания МУ 2.6.1.23–2002**

##### **«Адаптация радиационного контроля на сублиматном заводе СХК к требованиям НРБ-99»**

Методические указания разработаны на основании результатов радиационно-гигиенических исследований, проведенных с использованием данных дозиметрического контроля ООТ и РБ сублиматного завода СХК и определяют комплекс

мероприятий по частичной реорганизации существующей на заводе системы радиационного контроля, направленной на практическое внедрение новых требований, регламентированных НРБ-99.

МУ содержат требования к организации контроля радиационных факторов воздействия на персонал группы А, к определению эквивалентных доз персонала в условиях нормальной эксплуатации завода и могут применяться при разработке регламента радиационного контроля.

МУ рекомендуют:

- при контроле индивидуальной дозы внешнего гамма-излучения использовать индивидуальные дозиметры с толщиной тканеэквивалентного корпуса  $1000 \text{ мг/см}^2$ , соответствующие требованиям МУ «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в нормальных условиях эксплуатации источников излучения. Общие требования». Их показания следует рассматривать как вклад гамма-облучения тела в эффективную дозу;
- при оценке величин эквивалентных доз на кожу за счет фотонного излучения данные ИДК облучения тела необходимо умножать на коэффициент, равный 1,7;
- для оценки величин эквивалентных доз фотонного излучения на хрусталики глаз величины индивидуальных доз на тело следует умножать на коэффициент, равный 1,2;
- в случае, когда дозы облучения персонала определяются расчетным путем по уровням МД внешнего гамма-излучения, для оценки доз облучения кожи и хрусталиков глаз также следует использовать указанные выше коэффициенты;
- за дозу внешнего излучения на поверхность нижней части живота у женщин моложе 45 лет следует принимать показания индивидуального дозиметра гамма-излучения, носимого на груди для определения облучения всего тела, за исключением отделения переконденсации УП ВОУ, где его показания необходимо умножить на коэффициент 1,8;
- в случае ношения индивидуального дозиметра в боковом кармане спецодежды, его показания можно непосредственно использовать для определения дозы внешнего излучения на поверхность нижней части живота на всех производственных участках завода;
- для персонала ц. 53 (УП ВОУ) необходимо введение индивидуального контроля доз нейтронного излучения, поскольку на этом производственном участке возможно превышение рекомендованного УВК методами ИДК –  $5 \text{ мЗв/год}$  для данного вида облучения;
- до внедрения индивидуальных дозиметров нейтронов контроль следует производить на основании измерения мощности дозы нейтронного излучения и хронометража рабочего времени.

### **3.1.5. Методические указания по методам контроля МУ 2.6.1.16–03**

#### **«Контроль доз внешнего облучения персонала предприятий ОАО «ТВЭЛ»**

Методические указания по методам контроля разработаны на основании результатов радиационно-гигиенических исследований, проведенных на Машиностроительном заводе, Чепецком механическом заводе и Новосибирском заводе химконцентратов.

МУ содержат требования к организации контроля радиационных факторов воздействия на персонал группы А, к определению эквивалентных доз персонала в условиях нормальной эксплуатации завода и применяются при разработке регламента радиационного контроля.

МУ рекомендуют:

- при контроле индивидуальной дозы внешнего гамма-излучения использовать индивидуальные дозиметры с толщиной тканеэквивалентного корпуса  $1000 \text{ мг/см}^2$ , соответствующие требованиям МУ «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в нормальных условиях эксплуатации источников излучения. Общие требования». Их показания следует рассматривать как вклад гамма-облучения тела в эффективную дозу;
- для решения вопроса об использовании данных существующего контроля облучаемости тела с помощью индивидуальных дозиметров гамма-излучения при оценке дозы на отдельные органы необходимо провести цикл измерений мощности дозы гамма-излучения на рабочих местах персонала, располагая датчик прибора соответственно: в области головы, груди, низа живота, кистей рук и стоп. Отношение полученных данных к мощности дозы в области ношения индивидуального дозиметра даст переходные коэффициенты для оценки дозы гамма-излучения на конкретный орган по имеющимся показаниям индивидуального дозиметра;
- при выполнении работником операций на нескольких рабочих местах, где указанные коэффициенты отличаются друг от друга, при расчете следует использовать консервативное максимальное значение коэффициента;
- при ношении индивидуального дозиметра гамма-излучения в нижнем кармане халата (комбинезона) его показания можно непосредственно использовать для оценки дозы на нижнюю часть живота у женщин в возрасте до 45 лет;
- для решения вопроса о необходимости введения контроля облучаемости кожных покровов и хрусталика глаза необходимо провести измерение мощности дозы внешнего бета-гамма-излучения на рабочих местах персонала, проводящего работы с открытыми источниками урана, и по данным хронометража рабочего времени оценить возможность превышения установленного уровня регистрации ( $2 \text{ мЗв/год}$  для хрусталика глаза и  $5 \text{ мЗв/год}$  для кожи) и уровень введения индивидуального контроля согласно МУ 26.1.016-2000 (УВК лежит в пределах от  $20 \text{ мЗв/год}$  до  $50 \text{ мЗв/год}$ );
- на участках работы с фтористыми соединениями урана для принятия решения о введении контроля нейтронного излучения необходимо организовать периодический контроль мощности дозы нейтронного излучения. По результатам контроля (с учетом хронометража рабочего времени) оценить возможность превышения уровня введения индивидуального контроля ( $5 \text{ мЗв/год}$ );
- при переходе на новый тип сырья, с отличным от прежнего радионуклидным составом, ДОА временно устанавливается с учетом радионуклидного состава сырья, технологических продуктов, отходов и готовой продукции. В дальнейшем необходимо определить радионуклидный состав и вклад отдельных изотопов в суммарную активность аэрозолей с последующим установлением ДОА;
- при изменении технологии переработки сырья и получения готовой продукции необходимо провести исследования с целью установления влияния внесенных изменений на перераспределение радионуклидов в аэрозолях воздуха в зоне дыхания (в рабочей зоне).

### 3.1.6. Методические указания МУ 2.6.1.01–03

#### «Адаптация радиационного контроля на ОАО

#### «Чепецкий механический завод» к требованиям НРБ-99»

Методические указания определяют комплекс необходимых мероприятий по частичной реорганизации существующей на ОАО «Чепецкий механический завод» системы радиационного контроля, направленной на практическое внедрение новых требований, регламентированных НРБ-99.

МУ содержат требования к организации контроля радиационных факторов воздействия на персонал группы А в условиях нормальной эксплуатации завода.

МУ рекомендуют:

- показания используемых на ОАО ЧМЗ дозиметров типа ДТЛ-01 с толщиной тканезэквивалентного корпуса 1000 мг/см<sup>2</sup> рассматривать как вклад гамма-облучения тела в эффективную дозу;
- для организации контроля облучения персонала группы А в нормальных условиях эксплуатации установить уровень введения индивидуального дозиметрического контроля (УВК) годовой эффективной дозы внешнего облучения фотонами равным 1,0 мЗв/год;
- за максимальную оценку дозы внешнего излучения на поверхности нижней части области живота у женщин моложе 45 лет принимать показания индивидуального дозиметра гамма-излучения, носимого на груди для определения облучения всего тела, умноженные на коэффициент:
  - 1,3 в отделениях 1 и 2 цеха 4;
  - 1,8 в отделении 3 цеха 4;
  - 1,4 в отделении 4 цеха 4;
  - 2,3 в отделении 2 цеха 10 корпус 20;
  - 2,5 в отделении 2 цеха 10 корпус 4;
  - 2,1 в отделении 2 цеха 10 корпус 101;
  - 2,0 в отделении 2 цеха 10 корпус 220;
  - 1,4 в цехе 5 корпус 505;
  - 1,6 в цехе 11 корпус 188;
  - 1,4 в цехе 18;
- в случае ношения индивидуального дозиметра в боковом кармане спецодежды, его показания можно непосредственно использовать для определения дозы внешнего излучения на поверхность нижней части живота на всех производственных участках завода;
- введение индивидуального контроля облучаемости стоп ног нецелесообразно;
- за максимальную оценку дозы внешнего облучения стоп ног принимать показания индивидуального дозиметра, носимого на груди, умноженные на коэффициент:
  - 1,8 в отделении 1 цеха 4;
  - 2,3 в отделении 2 цеха 4;
  - 3,6 в отделении 3 цеха 4;
  - 1,6 в отделении 4 цеха 4;
  - 4,6 в отделении 2 цеха 10 корп. 20;
  - 2,6 в отделении 2 цеха 10 корп. 4;
  - 2,9 в отделении 2 цеха 10 корп. 101;
  - 5,4 в отделении 2 цеха 10 корп. 220;
  - 1,3 в цехе 5 корп. 505;
  - 0,8 в цехе 11 корп. 188;
  - 1,4 в цехе 18;

- для оценки величин эквивалентных доз излучения на хрусталики глаз величины индивидуальных доз на тело необходимо умножать на коэффициент, равный:
  - 1,5 в отделении 1 цеха 4;
  - 2,4 в отделении 2 цеха 4;
  - 4,2 в отделении 3 цеха 4;
  - 1,9 в отделении 4 цеха 4;
  - 4,6 в отделении 2 цеха 10 корп. 20;
  - 1,9 в отделении 2 цеха 10 корп. 4;
  - 1,9 в отделении 2 цеха 10 корп. 220;
  - 1,2 в цехе 10 корпус 101;
  - 15,6 в цехе 5 корпус 505;
  - 1,7 в цехе 11 корпус 188;
  - 1,3 в цехе 18.

### **3.2. Методические документы по обеспечению радиационной безопасности**

#### **3.2.1. Руководство Р 2.2. / 2.6.1.1195-03**

##### **«Гигиенические критерии оценки условий труда и классификации рабочих мест при работах с источниками ионизирующего излучения»**

Одной из задач в области обеспечения радиационной безопасности является защита персонала организаций, осуществляющих эксплуатацию объектов использования атомной энергии, от радиационного воздействия, снижение риска отдаленных последствий техногенного радиационного облучения для здоровья человека, поддержание на возможно низком уровне индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения.

Среди комплекса мероприятий по решению данной задачи ведущее место принадлежит оценке условий труда и аттестации рабочих мест работников, подвергающихся облучению от ИИИ в процессе производственной деятельности [1].

До введения Федерального закона от 28.12.2013 № 426-ФЗ «О специальной оценке условий труда» аттестации рабочих мест по условиям труда на промышленных предприятиях и в организациях осуществлялась в соответствии с требованиями руководства Р 2.2.755-99 «Гигиенические критерии оценки условий труда по показателям вредности и опасности факторов производственной среды, тяжести и напряженности трудового процесса».

Поскольку руководство Р 2.2.755-99 не содержало требований по аттестации рабочих мест по условиям труда персонала при работе с ИИИ в качестве приложения к нему было разработано руководство Р 2.2./2.6.1.1195–03 «Гигиенические критерии оценки условий труда и классификации рабочих мест при работах с источниками ионизирующего излучения».

Руководством Р 2.2./2.6.1. 1195-03 научно обосновано, что:

- в отличие от принципов классификации условий труда, изложенных в Федеральном законе № 426-ФЗ и руководстве Р 2.2.755-99, при работе с ИИИ вредные условия труда могут характеризоваться наличием вредных производственных факторов, не превышающих гигиенические нормативы (пределов дозы);
- при работе с ИИИ степень вредности условий труда определяется не столько выраженностью проявления у работающих пороговых детерминированных эффектов при облучении отдельных органов, но главным образом, увеличением риска возникновения стохастических беспороговых эффектов.

В качестве основных гигиенических критериев оценки условий труда и классификации рабочих мест при работе с источниками ионизирующего излучения приняты:

- мощность максимальной потенциальной эффективной дозы;
- мощность максимальной потенциальной эквивалентной дозы в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах.

Руководством Р 2.2./2.6.1. 1195-03 определены количественные значения (гигиенические нормативы) мощности максимальной потенциальной эффективной дозы и мощности максимальной потенциальной эквивалентной дозы в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах для допустимого, вредного и опасного классов работ с ИИИ.

К допустимым (2 класс) относятся условия труда при обращении с техногенными и природными источниками излучения на производстве, при которых *максимальная потенциальная эффективная доза* не превысит 5 мЗв/год, а *максимальная эквивалентная доза в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах* не превысит 37,5, 125 и 125 мЗв/год, соответственно. При этом гарантируется отсутствие детерминированных эффектов, а риск стохастических эффектов не превышает средних значений для условий труда на производствах, не относящихся к вредным или опасным.

Основанием для отнесения условий труда при обращении с источниками излучения к допустимым при непревышении величины максимальной потенциальной эффективной дозы 5 мЗв/год, является следующее:

- данная величина численно соответствует *допустимой* среднегодовой дозе техногенного облучения персонала группы Б, т.е. *допускается* облучение работоспособной части взрослого населения, не проходящего специального входного медицинского обследования, дозой 5 мЗв/год;
- данная величина численно соответствует нормируемой НРБ-99/2009 дозе облучения от природных источников в производственных условиях, т.е. и в данных условиях *допускается* облучение работоспособной части взрослого населения, не проходящего специального входного медицинского обследования, дозой 5 мЗв/год;
- данная величина численно соответствует пределу годовой дозы для населения, т.е. в отдельно взятый год *допускается* облучение населения (включая детей) дозой 5 мЗв/год.

Условия труда при работе с источниками ионизирующего излучения, независимо от их происхождения, при которых *максимальная потенциальная эффективная доза* может превысить 5 мЗв/год, а *максимальная эквивалентная доза в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах* – 37,5, 125 и 125 мЗв/год, соответственно, относятся к вредным (3 класс).

К опасным (экстремальным) условиям труда (4 класс) относятся условия труда при работе с источниками, при которых *максимальная потенциальная эффективная доза* может превысить 100 мЗв/год.

Критерии оценки условий труда, регламентируемые Руководством, основываются на Нормах радиационной безопасности – НРБ-99/2009, и характеризуют только потенциальную опасность работы в конкретных условиях при неукоснительном соблюдении требований норм и правил по контролю реального облучения человека в процессе труда и не влекут каких-либо изменений к требованиям НРБ-99/2009 по ограничению реального облучения установленными пределами доз. Превышение индивидуальных доз в условиях нормальной эксплуатации радиационных объектов выше установленных основных пределов доз для персонала не допускается. Работа с источниками излучения в условиях, когда прогнозируемые значения максимальных

потенциальных индивидуальных эффективных и/или эквивалентных доз при облучении в течение года в стандартных условиях (п. 8.2. НРБ-99/2009) могут превысить значения основных пределов доз (классы условий труда 3.4. и 4), допускается только при проведении необходимых дополнительных защитных мероприятий (защита временем, расстоянием, экранированием, применением средств индивидуальной защиты и т.п.), гарантирующих не превышение установленных дозовых пределов, или при планируемом повышенном облучении в условиях радиационной аварии.

В настоящее время специальная оценка условий труда при работе с источниками ионизирующего излучения осуществляется на основе систематических данных оперативного радиационного контроля на рабочих местах работников по методике проведения специальной оценки условий труда (приложение № 1 к приказу Министерства труда и социальной защиты РФ от 24 января 2014 г. № 33н). В данной методике практически полностью сохранены алгоритмы расчета *максимальной потенциальной эффективной дозы* и *максимальной эквивалентной дозы* в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах и методология оценки условий труда персонала при работе с источниками ионизирующего излучения, регламентированные в руководстве Р 2.2./2.6.1. 1195-03, кстати, без каких-либо ссылок на последнее.

В 2019 г. введена в действие адаптированная к требованиям Федерального закона № 426-ФЗ версия Руководства Р 2.2./2.6.1. 1195-03 в виде Р 2.6.5. 07–2019 «Гигиенические критерии специальной оценки и классификации условий труда при работах с источниками ионизирующего излучения».

### **3.2.2. Методические указания МУ 2.6.1.45–04**

#### **«Определение размеров санитарно-защитной зоны хвостохранилища и пульпопровода Новосибирского завода химконцентратов»**

Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) регламентировано установление санитарно-защитной зоны радиационного объекта в зависимости от категории потенциальной опасности объекта.

Хвостохранилище ОАО «НЗХК» расположено за пределами санитарно-защитной зоны предприятия и представляет собой самостоятельный радиационный объект, для которого должны быть установлены категория потенциальной радиационной опасности и СЗЗ.

В процессе эксплуатации хвостохранилища ОАО «НЗХК» было выявлено загрязнение прилегающей территории ураном природного обогащения и радием-226, что потребовало рассмотрения вопроса о включении загрязненных территорий в состав санитарно-защитной зоны хвостохранилища.

Критерием установления границ санитарно-защитной зоны хвостохранилища ОАО «НЗХК» является не превышение среднегодовой допустимой дозы техногенного облучения населения (1 мЗв/год сверх естественного фона для эффективной дозы). Указанный предел должен соблюдаться для критической группы населения, которой в случае перорального поступления урана и радия являются дети.

При расчете дозы облучения критической группы следует учитывать все пути формирования эффективной дозы:

- внешнее гамма-излучение, воздействующее на критическую группу постоянно в течение всего года при проживании на границе СЗЗ;
- ингаляционное поступление радиоактивных аэрозолей вследствие вторичного ветрового подъема частиц почвы;
- пероральное поступление вследствие постоянного употребления в пищу сельскохозяйственной продукции, произведенной исключительно на границе СЗЗ (хлеб, картофель, овощи, мясо, молоко).

Поступление радионуклидов с питьевой водой следует не учитывать, т.к. население использует питьевую воду из колодцев и артезианских скважин. Мониторинг содержания радионуклидов в потребляемой питьевой воде необходимо продолжить для контроля этого возможного пути поступления.

МУ устанавливают ограничения по мощности дозы внешнего гамма-излучения сверх естественного фона, по содержанию урана в почве сверх естественного фона и по содержанию радия-226 в почве сверх естественного фона, которые следует учитывать при определении границ санитарно-защитной зоны хвостохранилища ОАО «НЗХК».

Согласно п. 3.2.11. ОСПОРБ-99 размер СЗЗ вдоль трассы трубопровода (пульпопровода) для удаления жидких радиоактивных отходов должны быть не менее 20 м в каждую сторону.

В СЗЗ вдоль трассы пульпопровода, как и в СЗЗ радиационных объектов запрещается постоянное или временное проживание, размещение детских и оздоровительных учреждений. МУ рекомендуют пребывание персонала группы Б в течение не более 2000 часов в год в СЗЗ вдоль трассы пульпопровода.

Мощность дозы гамма-излучения на поверхности трубопровода не должна превышать 1,2 мкЗв/ч сверх естественного фона.

### **3.2.3. Руководство Р 2.6.1.10–04**

#### **«Организация работ с ураном и его соединениями в открытом виде на предприятиях ядерно-оружейного комплекса»**

Руководство определяет общий порядок установления класса работ и организации рабочих мест персонала при обращении с ураном природным, обедненным или обогащенным по изотопу  $^{235}\text{U}$ .

До введения НРБ-99 и ОСПОРБ-99 классы работ на предприятиях ядерно-оружейного комплекса были установлены в соответствии с ОСП- 72/87 и отраслевыми правилами. В НРБ-99 значительно снижены значения минимально значимой активности радионуклидов урана, переводя их тем самым в более высокую, по сравнению с НРБ-76/87, группу радиационной опасности, что обуславливает повышение требований по организации рабочих мест персонала предприятий.

В руководстве использованы общие методические подходы к организации работ с изделиями из урана естественного, обедненного или обогащенного по изотопу  $^{235}\text{U}$  для всех предприятий ядерно-оружейного комплекса, основанные на гигиенических критериях радиационной безопасности,

Класс работ характеризует потенциальную опасность внутреннего облучения персонала, которая определяется:

- физико-химическими свойствами радиоактивных материалов;
- характером производственных операций;
- защитными свойствами технологического оборудования.

В технологических процессах предприятий ядерно-оружейного комплекса используются материалы, содержащие природный уран, уран, обедненный или обогащенный по урану-235, в виде твердого вещества (металла):

- природный уран с изотопным составом:  $^{238}\text{U}$  – 99,3%,  $^{235}\text{U}$  – 0,7%,  $^{234}\text{U}$  – 0,006%;
- обедненный уран с изотопным составом:  $^{238}\text{U}$ -99,7%,  $^{235}\text{U}$ -0,3%,  $^{234}\text{U}$  – < 0,006%;
- обогащенный уран с изотопным составом:  $^{235}\text{U}$ -90%,  $^{238}\text{U}$   $\simeq$  10%,  $^{234}\text{U}$   $\simeq$  0,87%.

К основным источникам образования и распространения радиоактивных аэрозолей при выполнении технологических операций следует отнести:

- продукты коррозии обрабатываемых деталей;
- частицы материала, образующиеся вследствие трения деталей при сборке-разборке;

- частицы материала, образующиеся при механической обработке, дроблении, полировке деталей, брикетировании стружки;
- остаточное поверхностное загрязнение после механической обработки;
- испарение урана при переплавке;
- механический разнос радиоактивного загрязнения персоналом при перемещении по рабочим помещениям;
- переток радиоактивных аэрозолей в воздушной среде.

Учитывая специфику образования радиоактивных аэрозолей при работе с металлическими изделиями из урана на предприятиях ядерно-оружейного комплекса для определения количества активности, которая непосредственно определяет внутреннее облучение персонала, вводится понятие фактической суммарной активности материала на рабочем месте ( $A_{\text{факт}}$ ). В этом случае фактическая активность материала на рабочем месте может быть рассчитана исходя из учета факторов, определяющих потенциальную опасность внутреннего облучения персонала (Таблица 1).

При проектировании новых технологий и производств  $A_{\text{факт}}$  на рабочем месте определяется посредством умножения суммарной активности планируемых к переработке (обработке) материалов на коэффициенты  $K_{1,2,3}$ , приведенные в таблице 3 Руководства.

### 3.2.4. Руководство Р 2.6.1.20–05

#### «Медико-санитарные требования к обеспечению радиационной безопасности при работах с плутонием в условиях двухзональной планировки литейно-механического производства завода 20 ПО «Маяк»

Разделом 3.8. действовавших в 2005 г. «Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99) регламентировано, что все работы с использованием открытых источников излучения разделяются на три класса.

Таблица 1

**Факторы, определяющие потенциальную опасность внутреннего облучения персонала**

№ п/п	Фактор	Показатель	Коэффициент	Численное значение К
1	Физико-химический	порошок сухой	$K_1$	1
		раствор		0,1
		расплавленный металл		0,01
		твердое вещество (металл)		0,001
2	Рабочий	пылящие операции	$K_2$	1
		простые операции с растворами		0,1
		операции с порошками 70 % влажности		0,3
		операции с порошками 50 % влажности		0,5
		операции с порошками 30 % влажности		0,7
		хранение		0,01
3	Защитный	открытое оборудование	$K_3$	1
		вытяжной шкаф		0,1
		герметичное оборудование		0,01

**Примечание:**  $K_{1,2,3}$  - коэффициент, характеризующий степень опасности производственного фактора.

Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его активности на рабочем месте. При работах I класса производственные помещения разделяются на три зоны (п. 3.8.10):

1 зона – необслуживаемые помещения, где размещаются технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками излучения и радиоактивного загрязнения. Пребывание персонала в необслуживаемых помещениях при работающем технологическом оборудовании не допускается;

2 зона – помещения временного пребывания персонала, предназначенные для ремонта оборудования, других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, размещения узлов загрузки и выгрузки радиоактивных веществ, временного хранения сырья, готовой продукции и радиоактивных отходов;

3 зона – помещения постоянного пребывания персонала.

При работах I класса в зависимости от назначения радиационного объекта и эффективности применяемых защитных барьеров допускается двухзональная планировка рабочих помещений. Требования радиационной безопасности для этих условий регламентируются специальными нормативно-методическими документами.

Руководство Р 2.6.1.20–05 было разработано в целях практической реализации данного положения ОСПОРБ-99 и впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования содержит гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности и организации рабочих мест персонала при работах I класса в условиях двухзональной планировки производственных помещений.

Действующие литейно-механические участки работ с плутонием были спроектированы в начале 70-х годов прошлого века. Согласно проекту на данных участках проводятся работы I класса при двухзональной планировке производственных помещений.

К основным источникам образования и распространения радиоактивных аэрозолей при выполнении технологических и ремонтных операций на литейно-механических участках плутониевого производства относятся:

- продукты коррозии специзделий;
- частицы материала, образующиеся при механической обработке, дроблении, шлифовке деталей металлического плутона;
- остаточное поверхностное загрязнение изделий после механической обработки;
- испарение плутона при переплавке;
- нарушение герметичности защитного оборудования и замена применяемых камерных перчаток;
- механический разнос радиоактивного загрязнения спецобувью персонала при перемещении по рабочим помещениям;
- явление агрегатной отдачи при альфа-распаде плутона.

Для предотвращения распространения радиоактивных веществ между помещениями II и III зон должны предусматриваться стационарные санитарные шлюзы, а на участках проведения ремонтных работ временные саншлюзы или шатры, укрытия и дисциплинирующие барьеры.

Выполнение ремонтных работ на загрязненном радионуклидами оборудовании должно производиться по специальным регламентам и/или программам, предусматривающим:

- получение предварительной информации для прогноза радиационной обстановки при ремонтных работах и планирования защитных мероприятий. Ремонтные работы должны проводиться по нарядам-допускам, определяющим допустимое время работы, перечень СИЗ, защитных мероприятий и др.;

- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала;
- возможность изменения, в случае необходимости, объема радиационного контроля на период проведения ремонтных работ;
- условия и маршруты перемещения демонтированного загрязненного оборудования;
- организацию инструктажа персонала;
- организацию и проведение дезактивации оборудования, отдельных узлов, агрегатов и инструмента;
- организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;
- использование дополнительных СИЗ;
- применение переносных саншлюзов и организацию санитарных барьеров распространения радиоактивных аэрозолей в виде пленочных укрытий и шатров;
- мероприятия по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны ремонта, использование связующих составов;
- схему обращения с радиоактивными отходами;
- своевременную замену загрязненной выше допустимых значений спецодежды;
- оборудование участков ремонта автономными системами местной вентиляции.

Работа приточных и вытяжных систем должна обеспечить направленное движение воздушных потоков из «чистой» зоны в «грязную». В производственных помещениях «грязной» зоны должно поддерживаться разрежение по отношению к «чистой». Величина разрежения должна составлять 1-2 мм водяного столба (10-20 Па).

Изделия, технологические обороты, готовая продукция и образующиеся РАО должны храниться в хранилищах в специальной герметичной таре (контейнерах), отвечающей требованиям ядерной безопасности. Допускается временное хранение РАО в предназначенных для этого технологических камерах. Передача продуктов из одного хранилища в другое, из хранилища в технологическую цепочку и обратно должна производиться по транспортерам или через герметичные шлюзовые устройства.

### **3.2.5. Методические указания МУ 2.6.1.2005–05**

#### **«Установление категорий потенциальной опасности радиационных объектов»**

ОСПОРБ 99/2010 классифицируют радиационные объекты по потенциальной радиационной опасности, определяющейся возможным радиационным воздействием на население и персонал при радиационной аварии.

Потенциально более опасными являются радиационные объекты, в результате деятельности которых при аварии возможно облучение не только работников объекта, но и населения. Наименее опасными радиационными объектами являются те, где исключена возможность облучения лиц, не относящихся к персоналу.

По потенциальной радиационной опасности ОСПОРБ 99/2010 устанавливают четыре категории объектов:

К I категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите.

Для объектов II категории радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны.

К III категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии которых ограничивается территорией объекта.

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие от которых при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

ОСПОРБ 99/2010 не содержат алгоритм практической реализации установления категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта и критериев для определения категории потенциальной опасности радиационных объектов, превышение которых в результате радиационной аварии характеризуется как аварийное радиационное воздействие. В целях конкретизации выполнения требования ОСПОРБ 99/2010 об установлении категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта и определения зависимости профессионального риска от возникновения радиационной аварии специалистами ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации – Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» ФМБА России совместно с ФБУН «Научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева» и др. организациями разработаны методические указания «Установление категорий потенциальной опасности радиационных объектов» МУ 2.6.1.2005–05.

Данными МУ введена в действие система критериев для определения категории потенциальной опасности радиационных объектов, превышение которых в результате радиационной аварии характеризуется как аварийное радиационное воздействие.

При установлении категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта оцениваются эффективные дозы потенциального облучения персонала и населения в результате максимальной радиационной аварии в следующих пространственных зонах:

- помещения, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения (производственные помещения);
- остальная территория радиационного объекта (промышленная площадка);
- санитарно-защитная зона радиационного объекта;
- территория за пределами санитарно-защитной зоны.

По результатам этих оценок определяется территория возможного распространения аварийного радиационного воздействия.

Основой для установления категории потенциальной опасности является характеристика максимальной радиационной аварии на радиационном объекте (термин, введенный МУ 2.6.5.2005–05), при которой масштаб (территория) аварийного радиационного воздействия на персонал или население является наибольшим. При установлении категории потенциальной опасности радиационного объекта расчеты эффективных доз потенциального облучения выполняются без учета проведения дополнительных защитных мероприятий.

При установлении категории радиационного объекта для определения масштабов возможного аварийного радиационного воздействия на различные категории облучаемых лиц используются следующие уровни (гигиенические критерии) эффективных доз потенциального облучения:

- для персонала группы А – 20 мЗв/год;
- для персонала группы Б – 5 мЗв/год;
- для населения – 1 мЗв/год.

Если за пределами санитарно-защитной зоны радиационного объекта при максимальной радиационной аварии возможно получение населением эффективной дозы потенциального облучения более 1,0 мЗв/год, объекту присваивается I категория.

Если радиационный объект не относится к I категории и в его санитарно-защитной зоне, которая не совпадает с территорией объекта, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц,

нахождение которых в ней допускается установленным на объекте режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей установленные гигиенические критерии, объекту присваивается II категория.

Если радиационный объект не относится ни к I, ни ко II категории и на его территории вне помещений, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения, при максимальной радиационной аварии возможно получение хотя бы одной из категорий облучаемых лиц, нахождение которых на территории объекта допускается установленным на нем режимом посещения, эффективной дозы потенциального облучения, превышающей установленные гигиенические критерии, объекту присваивается III категория.

Всем остальным радиационным объектам присваивается IV категория потенциальной радиационной опасности.

В 2019 г. внедрена актуализированная к требованиям НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 редакция данного документа МУ 2.6.5.08–2019 «Установление категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта».

### **3.2.6. Методические указания МУ 2.6.1.15-06**

#### **«Критерии принятия решения при планируемом изменении технологии на предприятии ЯТЦ, его реконструкции и перепрофилировании»**

Неизбежным следствием перехода предприятий атомной промышленности и энергетики на замкнутый цикл будет неуклонное, в зависимости от количества рециклов, увеличение содержания в регенерированном ядерном топливе изотопов урана-236, урана-232 и трансурановых элементов, а в свежем МОКС-, РЕМИКС- и СНУП-топливе – наличие плутония с последующим накоплением в ходе кампании трансплутониевых элементов, что может негативно влиять на радиационную обстановку в производственных помещениях АЭС при различных режимах ее эксплуатации.

Результаты радиационно-гигиенического сопровождения работ [2] по изготовлению ТВЭЛов из регенерированного урана, полученного из отработавшего топлива АЭС, показывают, что использование данного вида сырья приводит к изменению радиационной обстановки практически на всех технологических переделах.

Изменение радиационной обстановки выражается:

- в дополнительном, по сравнению со штатным сырьем из природного урана, вкладе радионуклидов реакторного происхождения (уран-232, уран-236, торий-228, плутоний и осколки деления), а также урана-234 в удельную активность сырья, полупродуктов, готовой продукции, твердых и жидких отходов, выбросов;
- в увеличении объемной альфа-активности аэрозолей в воздухе рабочей зоны, в основном за счет более высокой удельной активности урана-234 по сравнению с удельной активностью аэрозолей при переработке штатного сырья;
- в обогащении аэрозолей воздуха торием-228. В зависимости от выполняемых операций удельная активность тория-228 в аэрозолях увеличивается в 10 – 30 раз по сравнению с удельной активностью радионуклида в сырье;
- в увеличении в 2 – 4 раза мощностей доз гамма-излучения от перерабатываемого сырья, получаемых полупродуктов, отходов, готовой продукции и технологического оборудования, по сравнению с переработкой сырья из природного урана, обусловленном содержанием таллия-208 – продукта распада тория-228.

Наличие в регенерированном сырье радионуклидов реакторного происхождения увеличивает его радиационную опасность и фактическую активность радионуклидов на рабочих местах, что в отдельных случаях может приводить к изменению условий труда и класса работ с открытыми источниками ионизирующего излучения.

Использование новых видов сырья в действующей технологии является одним из примеров проектных решений, которые могут привести к нежелательному изменению радиационной обстановки.

При любом планируемом мероприятии, которое может привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ЯТЦ, следует оценивать потенциальную опасность для персонала и населения реализации данного мероприятия, исходя из принципов обоснования и оптимизации, в целях обеспечения радиационной безопасности.

МУ 2.6.1.15-06 регламентируют, что любое планируемое мероприятие, которое может привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ЯТЦ, на отдельном производственном участке или помещении, должно отвечать следующим требованиям:

- не повышать категорию потенциальной опасности предприятия ЯТЦ;
- не повышать класс работ с открытыми ИИИ;
- не повышать класс условий труда персонала более, чем на единицу (допускается повышение класса условий труда персонала с допустимых – класс 2 до вредных – класс 3.1; с вредных – класс 3.1 до вредных – класс 3.2), но не выше класса 3.2.

Методические указания МУ 2.6.1.15-06 содержат требования, которые регламентируют порядок принятия решения о целесообразности и/или возможности реализации планируемых мероприятий, способных привести к ухудшению радиационной обстановки, на основании разработанных гигиенических критериев.

В качестве гигиенических критериев для принятия решения о целесообразности и/или возможности реализации планируемых мероприятий, способных привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ЯТЦ, приняты:

- прогнозируемые эффективные дозы облучения персонала с учетом максимальных неопределенностей измерения отдельных составляющих эффективной дозы, которые могут сформироваться после реализации данных мероприятий;
- прогнозируемые эквивалентные дозы облучения хрусталика глаза, кожи, кистей и стоп персонала с учетом максимальных неопределенностей измерения отдельных составляющих эквивалентных доз в отдельных органах и тканях тела, которые могут сформироваться после реализации данных мероприятий.

Методическими указаниями регламентированы следующие допустимые значения доз облучения, гарантирующие не превышение основных дозовых пределов:

- если эффективная доза формируется только гамма-излучением – 15,4 мЗв/год;
- если эффективная доза формируется только внутренним излучением – 8,0 мЗв/год;
- если происходит облучения кожи, кистей и стоп бета-излучением – эквивалентная доза 330 мЗв/год;
- если происходит облучение хрусталика глаза бета-гамма-излучением – эквивалентная доза 100 мЗв/год.

В 2026 г. введена актуализированная редакция документа – МУ ФМБА России 2.6.5. 0001-2026 «Критерии принятия решения при планируемом изменении технологии на предприятии ЯТЦ, его реконструкции и перепрофилировании».

### 3.2.7. Руководство Р 2.6.1.29–07

#### «Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при проектировании и организации работ с ОЯТ и РАО в Филиале № 1 ФГУП «СевРАО» (Р-ГТП СевРАО-07)

В 60-е годы прошлого века в губе Андреева на Кольском полуострове была создана береговая техническая база, которая занималась обслуживанием атомных подводных лодок и атомного ледокольного флота, осуществляя прием и хранение свежего и отработавшего ядерного топлива, а также твердых и жидких радиоактивных отходов. Со временем защитные барьеры хранилищ ОЯТ частично утратили способность выполнять свои функции, что привело к загрязнению производственных помещений и территории отделения губа Андреева радиоактивными веществами выше допустимых значений. Технологическая и инженерная инфраструктура площадки также значительно устарела и состояние хранящегося ОЯТ ухудшилось [3, 4].

Р 2.6.1.29–07 устанавливает санитарно-гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при проектировании и проведении радиационно-опасных работ в частности, по обращению с ОЯТ и РАО.

Впервые в практике государственного санитарно-эпидемиологического нормирования разработана классификация радиационно-опасных работ, которой следует руководствоваться при проектировании проведения РОР и при разработке мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала (табл. 2.).

Таблица 2.

Классификация радиационно-опасных работ

Категория РОР	Максимальная индивидуальная прогнозируемая эффективная доза, мЗв/год
РОР IV категории	> 20 - 30
РОР III категории	> 30 - 40
РОР II категории	> 40 - 50
РОР I категории	> 50

В проекте организации проведения работ по обращению с ОЯТ и РАО должны быть определены конкретные защитные и организационные мероприятия для каждой категории РОР.

В проекте должны быть определены:

- перечень штатных РОР, которые при определенных условиях могут перейти в категорию нештатных и перечень данных условий для конкретных РОР;
- перечень аварийно-восстановительных технологических операций, выполнение которых будет необходимо при возможном возникновении проектных радиационных аварий.

При принятии конкретных проектных и организационных решений по обеспечению радиационной безопасности персонала следует исходить из следующих гигиенических нормативов доз облучения:

- эффективные дозы облучения персонала при выполнении штатных РОР IV – I категорий не должны превышать 20 мЗв в год;
- эффективные дозы облучения персонала при выполнении нештатных РОР не должны превышать 30 мЗв в год, но не более 100 мЗв за любые последовательные 5 лет;
- эффективные дозы облучения персонала при выполнении аварийно-восстановительных РОР не должны превышать 50 мЗв в год, но не более 100 мЗв за любые последовательные 5 лет.

В развитие основных положений СПП ПУАП-03 руководством регламентированы отдельные рекомендации к мерам по предупреждению радиационных аварий и к аварийной готовности объекта.

Предупреждение радиационных аварий должно включать:

- выбор среди существующих технологий обращения с ОЯТ и РАО оптимальных инженерно-технических и организационных решений, характеризующихся наиболее низкими значениями вероятности возникновения аварий и их тяжести;
- определение допустимых пределов безопасной эксплуатации технических систем и оборудования;
- установления превентивных систем защиты при возникновении угрозы возникновения аварии;
- установление систем контроля за соблюдением технологического регламента, а также автоматизированные системы контроля радиационной обстановки и индивидуальных доз облучения персонала, включая контроль аварийного облучения;
- внедрение культуры безопасности у администрации и персонала, направленной на предотвращение возникновения нештатных ситуаций и недопущения сокрытия фактов нарушений техники безопасности и допустимых пределов безопасной эксплуатации;
- осуществление в рамках авторского надзора, программ инспекций и санитарного надзора, проверку эффективности системы предупреждения аварий.

Для оперативного планирования работ по ЛПА помещения и участки территории объекта должны быть разделены на зоны в зависимости от прогнозируемой величины эффективной дозы облучения персонала за рабочую смену без учета ограничения времени проведения работы и осуществления мер индивидуальной защиты (табл.3).

Таблица 3

#### Классификация зон при проведении работ по ЛПА

Наименование зоны	Дозовые критерии зоны. Эффективная доза, мЗв/сут	Общая характеристика зоны
А	$E \leq 7.5 \cdot 10^{-2}$	Работа без превышения основных дозовых пределов в течение 1700 ч
Б	$7.5 \cdot 10^{-2} < E \leq 50$	Возможна работа без превышения основных дозовых пределов при ограничении времени проведения работ и осуществлении защитных мероприятий
В	$50 < E \leq 200$	Работа в условиях планируемого повышенного облучения.
Г	$E > 200$	Возможно облучение в потенциально опасных дозах. Работы только при ограничении времени их проведения и осуществлении защитных мероприятий

Для соблюдения условий не превышения дозовых пределов и снижения доз облучения персонала при работах по ЛПА должны использоваться следующие меры и средства:

- эффективная организация санитарно-пропускного режима с соответствующим зонированием помещений и территории, использованием СИЗ и дозиметрического и радиометрического контроля;
- ограничение продолжительности времени проведения работ, выбора технологических операций, требующих минимальных затрат времени;

- снижение уровня внешнего гамма- излучения за счет применения машин и оборудования с дистанционным управлением и средств с оптимальными защитными характеристиками;
- ограничение ингаляционного поступления радионуклидов в организм с помощью СИЗ, использования герметичных кабин машин и транспортных средств;
- предпочтения технологическим операциям с минимальным пылеобразованием, использование средств фиксации источников радиоактивного загрязнения.

В 2019 г. была введена актуализированная редакция руководства Р 2.6.5.045–2019 «Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при проектировании и организации работ с ОЯТ и РАО в отделении губа Андреева СЗЦ «Сев РАО» – филиала ФГУП «РосРАО».

### **3.2.8. Методические указания МУ 2.6.1.10–07**

#### **«Гигиенические требования обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации хвостохранилища Новосибирского завода химконцентратов»**

Новосибирский завод химконцентратов был спроектирован и построен как металлургический завод для переработки концентрата урановой руды и получения металлического урана, а для размещения отходов производства было организовано хвостохранилище.

При эксплуатации хвостохранилища ОАО «НЗХК» в качестве нормативного документа в 2007 г. использовались «Санитарные правила по устройству и эксплуатации хвостохранилищ гидрометаллургических заводов и обогатительных фабрик, перерабатывающих руды и концентраты, содержащие радиоактивные и высокотоксичные вещества» № 21-83 от 07.04.1983 г. Требования этих правил распространялись только на указанные типы производств и не учитывали специфику ОАО «НЗХК».

В связи с этим для организации безопасной эксплуатации хвостохранилища ОАО «НЗХК» возникла необходимость в разработке специального документа, содержащего требования к обращению с РАО, с учетом специфики ОАО «НЗХК».

К ЖРО, направляемым на хвостохранилище ОАО «НЗХК», относятся пульпа, эмульсии, органические и неорганические растворы и маслопродукты, являющиеся низкоактивными ЖРО.

К твердым радиоактивным отходам НЗХК, направляемым на хвостохранилище, относятся низкоактивные ТРО (почва, грунт, элементы строительных конструкций, отходы производства, в том числе и отходы, содержащие черные металлы).

Для предварительной сортировки РАО рекомендуется использование критериев по уровню радиоактивного загрязнения и мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности объекта. К ТРО могут быть отнесены материалы, грунт, изделия и оборудование, уровень радиоактивного загрязнения которых превышает 50 част/мин·см<sup>2</sup>, или уровень мощности дозы превышает 1,0 мкЗв/час.

При уровне загрязнения более 1000 част/мин·см<sup>2</sup> или мощности дозы гамма излучения более 300 мкЗв/час вывоз отходов на хвостохранилище запрещается. Они должны классифицироваться как среднеактивные и направляться на дезактивацию, переработку или на захоронение в специализированную организацию.

Радиационный контроль на хвостохранилище должен включать в себя:

- индивидуальный контроль облучения персонала;
- контроль радиационной обстановки в производственных помещениях и на промплощадке хвостохранилища;

- контроль радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне хвостохранилища. Индивидуальный контроль облучения персонала должен включать:
- определение эквивалентных доз внешнего гамма-излучения с помощью индивидуальных дозиметров;
- определение ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей урана и дочерних продуктов распада радона групповым методом;
- расчет эффективных доз.

Контроль радиационной обстановки при обращении с РАО на хвостохранилище должен включать измерения следующих параметров:

- мощность дозы внешнего гамма-излучения;
- плотность потоков бета-излучения;
- объемная активность альфа-излучающих аэрозолей в воздухе на промплощадке и в помещениях;
- эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов распада радона в воздухе производственных и служебных помещений;
- уровни загрязненности поверхностей производственных и служебных помещений;
- уровни загрязненности кожных покровов и СИЗ персонала;
- уровни загрязненности автотранспорта, перевозящего персонал (включая контроль внутри салона), и наружных поверхностей спецтранспорта, выезжающего с территории хвостохранилища;
- содержание радиоактивных загрязнений в фильтрационной воде (профильтрованной через дамбу) и в осветленной (с поверхности озера).

Контроль радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне должен осуществляться по установленному графику и включать измерения:

- содержания радиоактивных загрязнений и их миграции в грунтовых водах методом отбора проб из наблюдательных скважин;
- объемной активности альфа-излучающих аэрозолей в атмосферном воздухе;
- мощности дозы внешнего гамма-излучения в контрольных точках на границе СЗЗ;
- содержания радионуклидов в почве и растительности в контрольных точках на границе СЗЗ.

Технические средства и методическое обеспечение радиационного контроля должны проходить метрологическую поверку и аттестацию в установленном порядке.

### **3.2.9. Методические указания МУ 2.6.1.11–07**

#### **«Установление класса работ при работах на территориях промплощадки Чепецкого механического завода, загрязненных техногенными радионуклидами»**

Действовавшие в 2007 г. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) в п. 3.8.2 требовали установления класса работ для всех видов работ с использованием открытых источников излучения. Исходной величиной для установления класса работ является приведенная к группе «А» радиационной опасности активность на рабочем месте. Порядок определения активности на рабочем месте не установлен в случае проведения работ на загрязненных открытых территориях (в том числе и на территории хвостохранилища), что вызывает неопределенности при установлении класса работ.

Поэтому возникла необходимость разработки специального документа по установлению класса работ персонала при проведении работ на загрязненных территориях (в том числе и на территории хвостохранилища) с учетом требований

действующих нормативных документов применительно к условиям ОАО ЧМЗ.

На территории промплощадки ОАО «ЧМЗ» имеются участки, загрязненные радиоактивными веществами, в которых удельная активность радионуклидов превышает МЗУА. К таким участкам относятся:

- территория хвостохранилища, включающая действующий прудок, осуществляющий прием сбросных пульп, содержащих твердый нерастворимый радиоактивный осадок уранового производства, законсервированные прудки, а также секции золоотвала ТЭЦ, работающей на каменном угле;
- часть производственной территории, загрязненная рудами природного урана в прошлый период деятельности, когда завод производил обогащение урановой руды и получение из нее урана. Это территории бывшей «обоганительной фабрики» и бывших «шатровых складов». Часть загрязненной территории принадлежит действующему урановому производству. На промплощадке расположена также первая очередь золоотвала ТЭЦ.

Грунт, загрязненный радионуклидами, относится к открытым источникам излучения, а все работы с использованием открытых источников излучения согласно п. 3.8.2. ОСПОРБ-99 должны разделяться на классы.

Для природного урана установлена величина МЗА, равная  $1,0 \times 10^3$  Бк. При реальной средней удельной альфа-активности почвы ( $\sim 1,0 \times 10^4$  Бк/кг) эта величина будет превышена уже при работах с массой земли  $\sim 0,1$  кг.

Для действующего хвостохранилища ОАО ЧМЗ, где присутствуют только изотопы урана, МЗА которых равна  $1,0 \times 10^4$  Бк, и работа с грунтом массой более 1 кг подпадает под действие НРБ-99. При всех работах на этих загрязненных территориях должен быть установлен класс работ.

Персонал, проводящий работы на загрязненных территориях, в соответствии п. 3.8.2. ОСПОРБ-99 должен относиться к персоналу группы «А».

В связи с тем, что все загрязненные участки территории промплощадки содержат радионуклиды уранового ряда (техногенного или природного происхождения), а происхождение загрязнения в ряде случаев выяснить сложно, для установления класса работ принимается, что во всех случаях территории загрязнены природным ураном.

Для природного урана МЗА равна  $1 \cdot 10^3$  Бк, и природный уран относится к группе «А» по своей радиационной опасности.

Класс работ устанавливается по таблице 4 в зависимости от удельной активности радионуклидов, определяющих загрязнение почвы.

Таблица 4

Критерии установления класса работ

Класс работ	Удельная активность почвы, Бк/кг
I	Более $10^7$
II	От $10^4$ до $10^7$
III	От $10^3$ до $10^4$

на техногенно загрязненных территориях промплощадки ОАО «ЧМЗ»

### 3.2.10. Методические указания МУ 2.6.1.044-08

#### «Установление класса работ при обращении с открытыми источниками излучения»

С первых лет создания отечественной атомной промышленности и энергетики одним из основных мероприятий по обеспечению радиационной безопасности персонала при работах с открытыми источниками ионизирующих излучений являлось установление класса работ. Классом работ определяется зональность производственных помещений, требования к их отделке, компоновке технологического оборудования и т. д.

Согласно ОСПОРБ 99 класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида как потенциального источника внутреннего облучения и суммарной активности радионуклидов на рабочем месте.

Группа радиационной опасности радионуклида определяется величиной МЗА, приведенной в приложении П-4 НРБ-99, т. е. активностью открытого радионуклидного источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение федерального органа исполнительной власти, уполномоченного осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор, на использование этого источника, если при этом также превышено значение минимально значимой удельной активности.

Величины МЗА для конкретных радионуклидов в Приложении 4 НРБ-99 заимствованы из международных документов [5], в которых приведены данные по процедуре определения МЗА, из которых следует, что при расчетах рассматривались различные модели формирования дозы внешнего и внутреннего облучения как персонала, так и населения в нормальных условиях и в условиях радиационной аварии. В ряде случаев критичным сценарием определения МЗА явилось аварийное воздействие на население, а в других – внешнее облучения персонала или аварийное внутреннее облучение персонала за счет ингаляционного поступления.

Такое определение МЗА позволяет сравнивать отдельные радионуклиды по их потенциальной опасности при различных вариантах формирования дозы, но противоречит положениям п. 3.8.1 ОСПОРБ-99, которые классифицируют радионуклиды на группы как потенциальные источники только внутреннего облучения.

Целью установления класса работ является соблюдение конкретных требований к организации радиационного контроля, к оборудованию и размещению помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками ионизирующих излучений и других требований, регламентированных ОСПОРБ 99/2010.

МУ 2.6.1.044-08 вводят в действие систему критериев для установления класса работ при работе с открытыми источниками ионизирующих излучений.

В данных методических указаниях приводится обоснование принятых гигиенических критериев для установления класса работ при:

- обращении с ураном и его соединениями в разделительных и сублиматных производствах;
- обращении с ураном и его соединениями на предприятиях по фабрикации ядерного топлива, добыче и переработке урановой руды.

Для установления класса работ с открытыми источниками излучения при переработке урана и его соединений на предприятиях по фабрикации ядерного топлива, добыче и переработке урановой руды в качестве гигиенического критерия принимается *фактическая суммарная активность радионуклидов* (термин, введенный МУ 2.6.1.044-08) – суммарная активность радионуклидов, поступающая в воздушную среду производственных помещений и определяющая потенциальную опас-

ность внутреннего облучения персонала на рабочем месте.

В Приложении к МУ приводится перечень производственных помещений разделительных и сублиматных производств с установленным классом работ.

В 2025 г. введена актуализированная версия МУ 2.6.1.044-08, адаптированная к требованиям НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010 и Федеральных законов, принятых за последние 15 лет – МУ ФМБА России 2.6.5. 0017 – 2025 «Установление класса работ при обращении с открытыми источниками излучения».

### **3.2.11. Руководство Р 2.6.1.028–2011**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности при проектировании и эксплуатации хранилищ делящихся материалов (Р-ХДМ-2011)**

Руководство по обеспечению радиационной безопасности при проектировании и эксплуатации хранилищ делящихся материалов регламентирует требования по защите персонала, населения и окружающей среды при проектировании и эксплуатации хранилищ делящихся материалов, предназначенных для длительного хранения делящихся материалов, полученных после разборки ядерных боеприпасов.

ХДМ, предназначенное для длительного хранения (50 и более лет) высокообогащенного урана и оружейного плутония, является радиационно-опасным объектом. Категория радиационной опасности ХДМ должна устанавливаться на этапе проектирования. Для действующих объектов в процессе эксплуатации категория потенциальной радиационной опасности может быть изменена администрацией при представлении соответствующего обоснования и согласования с территориальным органом, осуществляющими федеральный государственный санитарно-эпидемиологический контроль (надзор).

При хранении распад делящихся материалов сопровождается нейтронной эмиссией, альфа-, бета-, гамма- излучением, выделением тепла, что может обуславливать вредное воздействие на персонал.

Биологическое действие плутония и урана на организм человека определяется следующими свойствами изотопов:

- высокой радиотоксичностью изотопов плутония и обогащенного урана;
- альфа-активностью изотопов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ; бета-активностью изотопа  $^{241}\text{Pu}$ ; низкоэнергетическим гамма-излучением  $^{241}\text{Am}$ ;
- рентгеновским излучением изотопов плутония:  $^{235}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ;
- нейтронной эмиссией изотопов  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ .

Требования к размещению ХДМ определяются принятым в проекте вариантом размещения – наземным (поверхностным, приповерхностным) или подземным. При подземном размещении предпочтение должно отдаваться скальным грунтам и/или горным выработкам.

Комплекс зданий и сооружений ХДМ может быть использован для длительного хранения ДМ при условии обеспечения требований ядерной, радиационной, экологической и пожарной безопасности при проектировании, строительстве, эксплуатации, изъятии ДМ и вывода ХДМ из эксплуатации.

Долгосрочная безопасность хранения ДМ должна обеспечиваться системой независимых, дополняющих друг друга барьеров защиты:

- заглубленные наземные сооружения с защитным покрывающим экраном («тюфяком»), или сооружения в горных выработках, которые должны быть устойчивыми при нормальной эксплуатации и в аварийных условиях (природных, техногенных и несанкционированных) или др. в зависимости от принятых про-

- ектных решений защитных сооружений;
- размещение контейнеров с ДМ в изолированных гнездах хранения железобетонного массива или отсеках хранения в горных выработках с автономной системой поддержания разрежения;
  - использование для хранения ДМ специализированных герметизированных, пожаростойких, защищающих и ударостойких контейнеров. Контейнеры должны иметь две герметизирующие оболочки вокруг ДМ;
  - сварные герметичные оболочки из нержавеющей стали вокруг ДМ, содержащих металлический оружейный плутоний и оружейный уран;
  - комплекс технических и организационных мероприятий по предотвращению выхода радиоактивных веществ в окружающую среду при авариях;
  - обнаружение негерметичных контейнеров с ДМ и их эвакуация за пределы хранилища;
  - дополнительные барьеры, предотвращающие выход радиоактивных аэрозолей в атмосферный воздух (герметизирующие двери, системы газоочистки воздуха).
- В ХДМ запрещается:
- проведение работ со вскрытием контейнеров с ДМ;
  - длительное хранение негерметичных контейнеров с ДМ;
  - совместное хранение негерметичных и герметичных контейнеров с ДМ.

Негерметичные контейнеры должны своевременно выявляться, помещаться в дополнительные транспортные упаковочные комплекты и транспортироваться на предприятие-упаковщик ДМ.

Транспортирование контейнеров с ДМ, должно исключать любое повреждение ТУК (механическое, термическое, химическое и др.) и выполняться обученным персоналом. При транспортировании контейнеров с ДМ следует применять меры, не допускающие нарушения целостности упаковок в пути и при погрузочно-разгрузочных работах. Погрузочно-разгрузочные работы должны быть механизированы.

Работы по ликвидации последствий аварии должны проводиться персоналом в соответствии с действующей Инструкцией по специальному разрешению (наряд-допуску), в котором определяются предельная продолжительность работы, основные и дополнительные средства индивидуальной защиты и дозиметрического контроля, фамилии участников и лица, ответственного за безопасное выполнение работ. При этом обязательно должен осуществляться оперативный дозиметрический контроль индивидуального облучения персонала, а также контроль радиоактивного загрязнения спецодежды, средств индивидуальной защиты, инструмента, оборудования и др.

В 2026 г. введена актуализированная редакция документа – Р ФМБА России 2.6.5. 0006-2026 «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании и эксплуатации хранилищ делящихся материалов».

### **3.2.12. Руководство Р 2.6.1.029-2011**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности при утилизации возвратных изделий (Р-УВИ-2011)**

Процесс утилизации возвратных изделий является одним из этапов обращения с ядерными оружейными материалами и проводится на химико-металлургических предприятиях Госкорпорации «Росатом».

Руководство устанавливает санитарно-гигиенические и организационные требования по обеспечению радиационной безопасности персонала химико-металлургических производств Госкорпорации «Росатом», осуществляющих утилизацию оружейного плутония и урана, а также лиц, работающих на территории санитарно-защитной зоны этих предприятий или проживающих в их зоне на-

блюдения.

Требования Руководства распространяются на все этапы обращения с возвратными изделиями с момента их поступления на химико-металлургическое производство (проектирование, сооружение, эксплуатацию, вывод из эксплуатации, реконструкцию и перепрофилирование объектов, цехов, участков и установок, предназначенных для работ по утилизации оружейных плутония и урана), за исключением длительного хранения оружейного плутония и урана в хранилищах делящихся материалов, где организация работ регламентируется отдельными нормативно-методическими документами.

Руководство разработано с учетом специфических факторов радиационного воздействия оружейного плутония и урана в развитие и дополнение к Нормам радиационной безопасности – НРБ-99/2009, Основным санитарным правилам обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010, Гигиеническим требованиям к проектированию предприятий и установок атомной промышленности СПП-ПУАП-03.

При утилизации ВИ персонал химико-металлургических производств подвергается воздействию радиационных факторов, которые определяются содержащимися в ВИ радионуклидами.

Уровни радиационного воздействия зависят от:

- удельной активности радионуклидов;
- технологии переработки ВИ, включая специфику конкретных технологических операций и время их выполнения, технологическое оборудование, оснастку, подсобный инструмент и их состояние;
- организации рабочего места и применения защитного оборудования;
- использования СИЗ;
- применения и состояния санитарно-технических устройств и оборудования;
- проведения дезактивационных мероприятий;
- выполнения персоналом правил личной гигиены.

Эксплуатационные режимы и аппаратурное оформление технологических процессов переработки ВИ должны обеспечивать:

- максимально возможное снижение воздействия на персонал ионизирующего излучения;
- дистанционное управление технологическим процессом с максимальной автоматизацией проведения операций;
- возможность проведения визуального и приборного контроля за ходом технологического процесса и работой оборудования с помощью устройств, снижающих облучение персонала (смотровых защитных окон, перископов, телевизионных и робототехнических устройств и др.);
- механизацию технологических операций загрузки, выгрузки, сушки, фильтрации, упаковки готовой продукции, отбора проб и др. независимо от количества радиоактивных продуктов, перерабатываемых на данном объекте, с проведением указанных операций в изолированных технологических объемах, находящихся под разрежением;
- наличие световой и (или) звуковой сигнализации о нарушении технологического процесса;
- наличие блокировки;
- надежность и ремонтпригодность производственного оборудования.

Выполнение ремонтных работ на загрязненном радионуклидами оборудовании должно производиться по специальным регламентам и программам, предусматри-

вающим:

- получение предварительной информации для прогноза радиационной обстановки при ремонтных работах и планирования защитных мероприятий. При необходимости ремонтные работы проводятся по дозиметрическим нарядам-допускам, определяющим допустимое время работы, перечень средств индивидуальной защиты, защитных мероприятий и др.;
- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения;
- возможность изменения, в случае необходимости, объема радиационного контроля на период проведения ремонтных работ;
- условия и маршруты перемещения демонтированного загрязненного оборудования;
- организацию инструктажа персонала;
- организацию и проведение дезактивации оборудования, отдельных узлов, агрегатов и инструмента;
- организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;
- использование дополнительных СИЗ;
- применение переносных саншлюзов и санитарных барьеров;
- мероприятия по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны ремонта;
- схему обращения с радиоактивными отходами;
- подготовку санитарно-бытовых помещений к работе в условиях проведения ремонта;
- своевременную замену загрязненной выше допустимых значений спецодежды;
- оборудование участков ремонта автономными системами местной вентиляции.

Укрытия, камеры, боксы и вытяжные шкафы, в которых производятся работы или ведется технологический процесс, связанный с выделением пыли и газов, должны быть оборудованы местной вытяжной вентиляцией, обеспечивающей скорость воздушного потока в открытых рабочих проемах, в зависимости от группы радиационной опасности радионуклидов, от 0,5 до 2,5 м/с:

- для группы А – 2,5 м/с;
- для группы Б – 2,0 м/с;
- для группы В – 1,5 м/с;
- для группы Г – 0,5 м/с.

Периодический (текущий) радиационный контроль проводится в соответствии с разработанным графиком и в зависимости от вида работ должен включать определение следующих параметров:

- индивидуальная доза внешнего облучения тела гамма-излучением определяется либо расчетным методом, либо, при прогнозируемой годовой дозе фотонного облучения выше 1 мЗв с помощью индивидуальных дозиметров с тканезквивалентным корпусом толщиной 1 г/см<sup>2</sup> ( $Y_{ВК}$ );
- индивидуальная доза нейтронного излучения определяется либо расчетным методом, либо с помощью индивидуальных дозиметров при прогнозируемой годовой дозе за выше 5 мЗв ( $Y_{ВК}$ );
- индивидуальная эквивалентная доза облучения кожных покровов рук (при переработке ВОУ). Индивидуальный контроль облучения кожи с помощью дозиметров вводится при прогнозируемой дозе на кожу выше 50 мЗв ( $Y_{ВК}$ );
- индивидуальная эквивалентная доза облучения кистей и стоп. Индивидуальный контроль облучения кистей с помощью дозиметров вводится на участках переработки плутониевых ВИ при прогнозируемой дозе выше 20 мЗв ( $Y_{ВК}$ );
- индивидуальная эквивалентная доза облучения хрусталика глаза ( $Y_{ВК} - 50$  мЗв);
- индивидуальное ингаляционное поступление радионуклидов (вводится при прогнозируемом вкладе внутреннего облучения в годовую эффективную дозу выше 5 мЗв);

– индивидуальная эффективная доза.

Для создания системы безопасности необходимо определить характер, масштабы и возможные последствия радиационных аварий. Одной из составляющих данной системы является многоступенчатый контроль технических, радиационных и санитарно-гигиенических параметров, основанный на информации о состоянии пределов безопасной эксплуатации.

Системой безопасности должны быть предусмотрены устройства автоматического предотвращения превышения пределов безопасной эксплуатации.

Порядок действия персонала при аварии определяется специальной инструкцией, согласованной с органами, осуществляющими федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор, включающей в себя:

- требования по общей и радиационной технике безопасности для каждой группы персонала;
- регламент действий персонала по локализации очага аварии и уменьшению ее последствий (мероприятия по контролю технологических параметров, остановка и обесточивание оборудования, оповещение об обнаружении источника аварии и т.п.);
- пути эвакуации персонала;
- действия по оказанию помощи пострадавшим.

В 2026 г. введена актуализированная редакция документа – Р ФМБА России 2.6.5. 0005-2026 «Обеспечение радиационной безопасности при утилизации возвратных изделий».

### **3.2.13. Методические указания МУ 2.6.5.050-11**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности при обращении с металлоломом, образующимся при выводе из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов и реакторов атомных электростанций»**

В ходе подготовительных работ и работ по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов и реакторов атомных электростанций образуется большое количество металлолома, имеющего высокие уровни поверхностного радиоактивного загрязнения, которые возможно снизить до уровней, установленных для неограниченного использования материалов в хозяйственной деятельности.

Методические указания МУ 2.6.5.050-11 содержат рекомендации по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при дезактивации металлических фрагментов и оборудования, а также при обращении с металлоломом, образующимся в ходе проведения подготовительных работ и вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов и реакторов атомных электростанций.

Эксплуатирующая организация либо организация, осуществляющая работы по дезактивации металлолома, должна подготовить обоснование безопасности проводимых дезактивационных работ для персонала и населения, согласовав его с территориальным органом ФМБА России.

Основными источниками радиационного воздействия на персонал являются:

- исходные (не дезактивированные) металлические фрагменты;
- шлам, образующийся в процессе дезактивации;
- ЖРО, образующиеся в процессе дезактивации;
- поверхности производственных помещений и оборудования, загрязненные радиоактивными веществами;
- контрольные источники, используемые для поверки и градуировки дозиметри-

- ческой и радиометрической аппаратуры;
- оборудование, приспособления, инструмент, загрязненные радиоактивными веществами.

Радиационное воздействие на персонал при выполнении технологических операций на установке и при транспортировке бочек со шламом к месту хранения в основном обусловлено наличием гамма-излучающих радионуклидов ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ). Кроме того, при производстве ручных операций возможно облучение кожных покровов бета-частицами.

При производстве отдельных видов работ, при которых не исключена возможность радиоактивного загрязнения основной спецодежды выше допустимых уровней, рекомендуется выдача дополнительных средств защиты:

- пластиковые полукombineзоны, фартуки, нарукавники, бахилы;
- костюмы защитные (КЗМ, Л-1 и т.д.);
- резиновые сапоги;
- резиновые перчатки.

Выполнение ремонтных работ на загрязненном радионуклидами оборудовании должно производиться по специальным программам, предусматривающим:

- получение предварительной информации для прогноза радиационной обстановки при ремонтных работах и планирования защитных мероприятий. Ремонтные работы должны проводиться по нарядам – допускам, определяющим допустимое время работы, перечень СИЗ, защитных мероприятий и др.;
  - мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала;
  - возможность изменения, в случае необходимости, объема радиационного контроля на период проведения ремонтных работ;
  - условия и маршруты перемещения демонтированного загрязненного оборудования;
  - организацию инструктажа персонала;
  - организацию и проведение дезактивации оборудования, отдельных узлов, агрегатов и инструмента;
  - организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;
  - использование дополнительных СИЗ;
  - организацию дисциплинирующих санитарных барьеров;
  - мероприятия по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны ремонта;
  - схему обращения с радиоактивными отходами;
  - своевременную замену загрязненной выше допустимых значений спецодежды;
  - оборудование участков ремонта автономными системами местной вентиляции.
- Дезактивированный металл должен удовлетворять следующим требованиям:
- снимаемое радиоактивное загрязнение отсутствует;
  - удельное содержание радионуклидов удовлетворяет условию

$$\sum_{i=1}^N \frac{A_i}{ДУА_i} < 1$$

где:  $N$  – количество техногенных радионуклидов в металле;

$A_i$  – удельная активность  $i$ -того радионуклида в металле, кБк/кг;

$ДУА_i$  – значение допустимой удельной активности  $i$ -того техногенного радионуклида в металле, приведенное в Приложении 4 к ОСПОРБ 99/2010, кБк/кг.

При соблюдении указанных условий металл может использоваться без

ограничений.

### **3.2.14. Методические указания МУ 2.6.5.066-12**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации хвостохранилищ урановых производств»**

Методические указания определяют порядок обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации хвостохранилищ Акционерного общества «Чепецкий механический завод», АО «Машиностроительный завод» и ПАО «Новосибирский завод химконцентратов».

Хвостохранилище представляет собой стационарное сооружение открытого типа, предназначенное для размещения и длительного хранения низкоактивных жидких РАО, очень низкоактивных и низкоактивных твердых РАО, образовавшихся при добыче, переработке, обогащении урановой руды и изготовлении ядерного топлива, а также при добыче и переработке полезных ископаемых с повышенным содержанием природных радионуклидов, располагающееся в определенных проектом пределах.

Хвостохранилища урановых производств предназначены для длительного хранения очень низкоактивных, низкоактивных ТРО, низкоактивных ЖРО, а также ЗРМ, образующихся в процессе производственной деятельности предприятия (или образовавшихся в результате прошлой деятельности) и содержащих радионуклиды уран-радиевого ряда.

Для хвостохранилища должны быть установлены:

- сроки эксплуатации хвостохранилища;
- максимальное количество (масса, объем) хранящихся РАО и их агрегатное состояние;
- места (схема) размещения РАО;
- радионуклидный состав, удельная и максимальная общая активность хранящихся РАО;
- объем и периодичность поступления радионуклидов;
- порядок транспортирования РАО и ЗРМ на хвостохранилище, включая методы и объемы входного контроля размещаемых РАО;
- организационно-технические мероприятия по обращению с РАО на территории хвостохранилища;
- организация системы безопасности персонала и населения на территории хвостохранилища и в СЗЗ;
- порядок проведения производственного контроля радиационной обстановки на территории хвостохранилища и в СЗЗ, а также доз персонала.

Размещение на хвостохранилище отходов производства, не загрязненных радиоактивными материалами, не допускается. Размещение ЗРМ допускается в объемах, согласованных с территориальным органом ФМБА России.

При обращении с РАО на хвостохранилище с использованием принципа оптимизации должны быть предусмотрены технические средства и организационные мероприятия, направленные на предотвращение:

- облучения работников (персонала) и населения выше уровней, установленных нормами радиационной безопасности;
- загрязнения окружающей среды, включая загрязнение радионуклидами поверхностных и подземных вод;
- пылеобразования и ветрового уноса радиоактивных аэрозолей.

На хвостохранилище должны быть выполнены технические мероприятия, включающие переполнение чаши хвостохранилища и перелив хранящихся отходов через дамбу. В случае необходимости должны быть предусмотрены мероприятия

по сбору фильтрационных вод и возврату их в пруд – приемник хвостохранилища. Технические средства должны надежно выполнять свои функции и проходить соответствующие регламентное обслуживание в установленные проектом сроки.

Для уменьшения возможного распространения радиоактивных веществ за пределы территории хвостохранилища следует:

- в летнее время периодически поливать дороги на территории хвостохранилища;
- в случае уменьшения площади зеркала пруда-отстойника засыпать высыхающие участки слоем материалов, не загрязненных радионуклидами, или ЗРМ с последующей засыпкой чистым грунтом, посевом трав или дернованием.

Перепополнение чаши хвостохранилища выше уровня, установленного проектом, не допускается.

Контроль радиационной обстановки при обращении с РАО на хвостохранилище должен включать измерения следующих параметров:

- мощность амбиентного эквивалента дозы внешнего гамма-излучения на рабочих местах;
- плотность потоков бета-излучения на рабочих местах;
- объемная активность альфа-излучающих аэрозолей в воздухе на рабочих местах на промплощадке и в помещениях;
- эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов распада радона в воздухе производственных и служебных помещений;
- уровни загрязненности поверхностей (плотность потока альфа-излучения) твердых покрытий территории хвостохранилищ;
- уровни загрязненности поверхностей производственных и служебных помещений;
- уровни загрязненности поверхностей в санпропускниках, личной одежды и обуви работников, кожных покровов и СИЗ персонала;
- загрязненность автотранспорта, перевозящего персонал (включая контроль внутри салона) и наружных поверхностей спецтранспорта, выезжающего с территории хвостохранилища;
- удельная альфа-активность, изотопный состав и содержание урана общего в пульпе и в сливаемых растворах;
- содержание  $^{235}\text{U}$  в донных отложениях наливного хранилища;
- удельная альфа-активность и содержание урана в водной части наливного хранилища;
- удельная альфа-активность воды и содержание урана в контрольно-наблюдательных скважинах;
- содержание радиоактивных загрязнений в фильтрационной воде (профильтрованной через дамбу).

Радиационное воздействие на население, обусловленное обращением с РАО, включая этапы хранения и захоронения, не должны превышать 1 % от регламентируемой НРБ-99/2009 среднегодовой эффективной дозы облучения населения от техногенных источников излучения, что составляет 10 мкЗв/час.

В 2026 г. введена актуализированная редакция документа – МУ ФМБА России 2.6.5. 0002-2026 «Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации хвостохранилищ урановых производств».

### **3.2.15. Методические указания МУ 2.6.5.063-12**

#### **«Медико-санитарные требования к допустимому содержанию примесей плутония в сырье для изготовления топливных таблеток энергетических реакторов на предприятиях ТК Росатома «ТВЭЛ» (МУ РУ ТВЭЛ)**

В Топливной компании Росатома «ТВЭЛ» активно рассматриваются вопросы расширения объемов вовлечения в топливный цикл регенерированного урана, получаемого из ОЯТ как отечественного, так и импортного происхождения.

Регенерированный уран содержит ряд примесных к природной композиции урана радионуклидов реакторного происхождения, в том числе и ТУЭ, которые увеличивают его радиационную опасность.

Допустимое содержание примесных радионуклидов, приводимое в отдельных ТУ в качестве норматива, не отражает достигнутого к настоящему времени уровня их очистки при получении регенерированного урана.

Основными химическими видами сырья для изготовления ядерного топлива являются: азотнокислый уранил, плав марки «Б», гексафторид урана и оксиды урана – закись-окись урана и диоксид урана.

При изготовлении ядерного топлива для энергетических реакторов на предприятиях Топливной компании «ТВЭЛ» используют три марки уранового сырья:

- марка «Н»;
- марка «РС»;
- марка «РТ».

Сырье марок «Н» и «РС» применяется в основном при получении ядерного топлива для реакторов типа ВВЭР.

Сырье марки «РТ» используется для изготовления топливных таблеток для тепловыделяющих элементов, предназначенных только для реакторов типа РБМК. В последнее время предпринимаются практические шаги для использования урана РТ в ТВЭЛ для реакторов типа ВВЭР.

Наиболее худшими свойствами, с точки зрения радиационной безопасности, обладает сырье марки «РТ»

Сырье марки «РТ» отличается от сырья марок «Н» и «РС» следующим:

- наличием (по отношению к урану марки «Н») и более высоким (по отношению к сырью урану марки «РС») содержанием изотопов урана реакторного происхождения: урана-232 и урана-236;
- более высоким содержанием урана-234;
- наличием (по отношению к сырью марки «Н») и более высоким (по отношению к сырью марки «РС») содержанием трансурановых элементов и осколков деления;
- более высокой суммарной удельной активностью альфа-излучающих радионуклидов;
- увеличением во времени мощности дозы гамма-излучения;
- увеличением во времени мощности дозы бета-излучения.

Для обеспечения радиационной безопасности персонала, а также населения, проживающего вблизи предприятий, необходимо ограничение содержания трансурановых элементов (особенно плутония и нептуния-237) в используемом сырье различных химических форм.

Сырье из РУ, поступающее на предприятия сублиматно-разделительного комплекса и по фабрикации ядерного топлива ТК Росатома «ТВЭЛ», помимо четных изотопов урана, должно контролироваться на содержание следующих трансурановых радионуклидов: плутоний-238, 239, 240, 241, нептуний-237 и америций-241.

Контроль сырья из РУ на содержание трансурановых радионуклидов на предприятиях осуществляется по сертификатам качества предприятия-поставщика, а также по данным измерений аккредитованных лабораторий. Измерения должны быть проведены по утвержденным и аттестованным методикам.

Переработка промышленных партий РУ (более 100 тонн в течение года), содержащих свыше 50 Бк/г до 250 Бк/г урана по суммарной удельной альфа-активности ТУЭ, должна осуществляться после составления прогноза изменения радиационной обстановки, проведения санитарно-эпидемиологической экспертизы, опытной переработки партии такого сырья (в объеме не менее 25 тонн) с радиационно-гигиеническим сопровождением и получения санитарно-эпидемиологического заключения территориальными органами федеральных органов исполнительной власти, осуществляющими государственный федеральный санитарно-эпидемиологический надзор.

Переработка опытных партий (не более 100 тонн в год) должна осуществляться после составления прогноза изменения радиационной обстановки, проведения санитарно-эпидемиологической экспертизы прогноза, и получения санитарно-эпидемиологического заключения территориальными органами федеральных органов исполнительной власти, осуществляющими государственный федеральный санитарно-эпидемиологический надзор, с радиационно-гигиеническим сопровождением.

Переработка опытных партий менее 25 тонн в год должна осуществляться после составления прогноза изменения радиационной обстановки, с радиационно-гигиеническим сопровождением и уведомлением территориальных органов федеральных органов исполнительной власти, осуществляющими государственный федеральный санитарно-эпидемиологический надзор о такой переработке.

Переработка партий РУ, содержащих такие количества ТУЭ, при которых требуется изменение категории потенциальной опасности объекта, а также возможно превышение установленных квот для населения запрещается.

Не вводится никаких ограничений на использование на предприятиях Топливной компании сырья, полученного из РУ, при суммарной удельной активности ТУЭ до 50,0 Бк/г урана.

Возможность использования на предприятиях Топливной компании сырья с содержанием трансурановых радионуклидов более 250 Бк/г урана решается ФМБА России отдельно в каждом конкретном случае с обязательным рассмотрением технологических решений по снижению содержания трансурановых радионуклидов на начальных технологических операциях получения топливных таблеток.

### **3.2.16. Методические указания МУ 2.6.5.035–13**

#### **«Обеспечение безопасного проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ»**

Исследовательский корпус «Б» построен в 1945 г. и является одним из старейших корпусов ОАО «Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов» – «ВНИИНМ». В помещениях корпуса находится значительное количество технологического оборудования, включая вытяжные шкафы, отдельные перчаточные боксы и цепочки боксов. Также в корпусе расположены крупногабаритные установки, в первую очередь, радиохимический стенд.

Корпус эксплуатировался более 60 лет, в течение которых в рамках оборонных и народно-хозяйственных программ выполнялись лабораторные, стендовые и опытно-промышленные экспериментальные работы с использованием различных ядерных материалов, радиоактивных веществ и источников ионизирующих

излучений. В частности, проводились работы со следующими нуклидами: Th-232, U-235, Np-237, U-238, Pu-239, Am-241, Co-60, Sr-90, Tc-99, Ru-106, Cs-137, Th-234, Pa-234, Th-231, Ac-228.

В корпусе проводились научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по следующим направлениям:

- изучение и отработка технологий обращения с плутонием и другими делящимися материалами;
- разработка экстракционных и пирохимических технологических схем, оборудования, методов контроля и управления процессов переработки ОЯТ;
- изучение и разработка методов и средств очистки газовых выбросов, методов переработки, отверждения и захоронения радиоактивных отходов, методов переработки ЖРО, дезактивации и реабилитации и др.

В целом по корпусу наблюдаются высокие уровни загрязнения радиоактивными веществами внутренних поверхностей труб спецканализации, внутренних поверхностей воздухопроводов спецвентиляции, в том числе  $\alpha$ -излучающими нуклидами, фильтров местной очистки, некоторые из которых не заменялись в течение 10 лет.

При проектировании, строительстве и инженерно-техническом обеспечении корпуса не предусматривались работы с радиоактивными материалами и, следовательно, не учитывался характер работ, вид излучений и уровень активности при которых они будут проводиться.

В 1950-1975 гг. проводилась реконструкция помещений с целью создания лабораторий для проведения работ с открытыми источниками излучений.

С учетом износа строительных конструкций и элементов систем жизнеобеспечения оптимальным вариантом вывода из эксплуатации корпуса является его ликвидация.

Методические указания содержат рекомендации по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ».

Эксплуатирующая организация либо организация, осуществляющая работы по выводу из эксплуатации корпуса «Б» должна подготовить обоснование безопасности проводимого комплекса дезактивационных, демонтажных и реабилитационных работ для персонала и населения, согласовав его с территориальным органом ФМБА России

Эксплуатирующая организация либо организация, осуществляющая работы по выводу из эксплуатации корпуса «Б» должна обеспечить оценку РБ на каждом этапе ВЭ, включая систематическую оценку радиационного состояния на участках выполнения работ, ведение постоянного учета и контроля источников ионизирующего излучения.

В соответствие с проектом ВЭ должны быть организованы следующие работы:

- дезактивация радиоактивных конструкций здания и оборудования;
- демонтаж радиоактивных конструкций здания и оборудования;
- разделение образующихся РАО по категориям, физическому состоянию и материалам;
- временное хранение образующихся РАО;
- транспортирование по площадке демонтированных радиоактивных конструкций здания и оборудования и РАО.

Для снижения облучаемости персонала необходимо предусматривать:

- возможность демонтажа и транспортирования высокоактивных конструкций здания и оборудования с использованием защитных кабин и экранов;

- дезактивацию, при необходимости, оборудования и помещений перед началом работ и после окончания работ с последующим радиационным контролем;
- наличие комплекта специальной оснастки и приспособлений для комплексной механизации работ;
- ограничение времени пребывания у радиационно-опасного оборудования;
- присутствие во время работ на рабочих местах только необходимого персонала;
- наличие специальных мест хранения демонтированных радиоактивных конструкций и их частей.

Выполнение демонтажных работ на загрязненном радионуклидами оборудования и работ по обращению с РАО должно производиться по специальным регламентам и программам, предусматривающим:

- получение предварительной информации для прогноза радиационной обстановки и планирования защитных мероприятий. Работы должны проводиться по нарядам-допускам, определяющим допустимое время работы, перечень СИЗ, защитных мероприятий и др.:
- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения;
- условия и маршруты перемещения демонтированного загрязненного оборудования;
- организацию инструктажа персонала;
- организацию и проведение дезактивации оборудования, отдельных узлов, агрегатов и инструмента;
- организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;
- использование дополнительных СИЗ;
- применение переносных саншлюзов, организацию санитарных барьеров и других мероприятий по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны проведения работ;
- схему обращения с радиоактивными отходами;
- своевременную замену загрязненной выше допустимых значений спецодежды;
- оборудование участков работ автономными системами местной вентиляции.

На этапах вывода из эксплуатации корпуса «Б» должен осуществляться индивидуальный контроль за облучением персонала, включающий:

- контроль за характером, динамикой и уровнями поступления радиоактивных веществ в организм персонала с использованием методов прямой и косвенной радиометрии;
- контроль с использованием индивидуальных дозиметров за дозой внешнего излучения;
- контроль за обязательным ношением индивидуальных дозиметров персоналом, работающим в соответствующих условиях.

### **3.2.17. Методические указания МУ 2.6.5.013–14**

#### **«Санитарно-эпидемиологическое обеспечение безопасного проведения работ по выводу из эксплуатации установки У-5 ОАО «ВНИИНМ»**

Здание установки У-5 ОАО «Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов» – «ВНИИНМ» введено в эксплуатацию в 1945 г. В 40-60 гг. на установке проводились исследования по отработке технологического процесса выделения плутония из облученного ядерного топлива и очистки его от осколков деления. В дальнейшем часть оборудования использовалась для сбора, хранения и извлечения плутония из ЖРО. В результате функционирования установки У-5 ряд технологических помещений и оборудование были загрязнены радиоактивными веществами и при реконструкции здания в конце 60-х годов законсервированы.

После реконструкции здания часть помещений бывшей установки У-5 использовались как лаборатории для работы с радиоактивными веществами по 1 и 2 классу радиационной опасности.

Часть помещений и коммуникации находятся в аварийном состоянии, в результате чего периодически происходят протечки воды, в том числе и в помещениях, загрязненных выше допустимых пределов. В помещениях установки сложилась сложная радиационная обстановка, обусловленная загрязнением плутонием-239 и локальными источниками гамма- и бета-излучения, в некоторых помещениях происходит выделение радона из строительных конструкций.

Методические указания содержат рекомендации по организации санитарно-эпидемиологического надзора при проведении работ по выводу из эксплуатации установки У-5 ОАО «ВНИИНМ» и других подобных ядерных установок.

Требования к обеспечению РБ при ВЭ должны содержаться в проекте вывода из эксплуатации установки с описанием планируемого варианта ВЭ и предварительным обоснованием обеспечения его РБ.

Работам по ВЭ установки У-5 должно предшествовать комплексное обследование радиационного и технического состояния (далее – комплексное обследование) производственных помещений, систем и оборудования. Комплексное обследование должно проводиться по специальной программе комиссией, назначаемой эксплуатирующей организацией. В программе комплексного обследования должны быть определены меры по обеспечению безопасности при проведении работ по обследованию, указаны нормативные, методические и инструктивно – технические документы, в соответствии с которыми проводится обследование.

Работы по ВЭ установки У-5 могут быть начаты при наличии положительного санитарно-эпидемиологического заключения, выдаваемого в установленном порядке исполнительным органом государственной власти, уполномоченным осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

Эксплуатирующая организация либо организация, осуществляющая работы по выводу из эксплуатации установки У-5, должна обеспечить оценку РБ на каждом этапе ВЭ, включая систематическую оценку радиационного состояния на участках выполнения работ, ведение постоянного учета и контроля источников ионизирующего излучения.

Работы по ВЭ установки У-5 должны включать следующие этапы:

1) подготовительный этап:

- организация погрузочно-разгрузочной площадки;
- организация санпропускника;
- реконструкция помещений для организации узла обращения с РАО;

2) основной этап:

- удаление существующих РАО из помещений;
- удаление «чистых» отходов;
- дезактивация и демонтаж технологического оборудования и трубопроводов;
- дезактивация и демонтаж инженерных сетей;
- дезактивация помещений;
- удаление образовавшихся при работах по ВЭ радиоактивных отходов;

3) заключительный этап:

- демонтаж строительных конструкций всего здания, включая фундаменты;
- реабилитация территории;
- процедура сдачи-приемки объекта после завершения работ.

На всех этапах ВЭ должен осуществляться государственный федеральный санитарно-эпидемиологический надзор в соответствии с установленным порядком.

- В соответствии с проектом ВЭ должны быть организованы следующие работы:
- дезактивация радиоактивных конструкций здания и оборудования;
  - демонтаж радиоактивных конструкций здания и оборудования;
  - разделение образующихся РАО по категориям, физическому состоянию и материалам;
  - временное хранение образующихся РАО на площадке эксплуатирующей организации в соответствии с лимитами хранения РАО;
  - транспортирование по площадке демонтированных радиоактивных конструкций здания и оборудования и РАО;

Для снижения дозовых нагрузок на персонал необходимо предусматривать:

- возможность демонтажа и транспортирования радиоактивно загрязненных конструкций здания и оборудования с использованием защитных кабин и экранов;
- дезактивацию, при необходимости, оборудования и помещений перед началом работ и после окончания работ с последующим радиационным контролем;
- наличие комплекта специальной оснастки и приспособлений для комплексной механизации работ;
- ограничение времени пребывания персонала в районе размещения радиационно-загрязненного оборудования;
- присутствие во время работ на рабочих местах только необходимого персонала;
- организацию узла обращения с РАО, наличие специальных мест хранения демонтированных радиоактивных конструкций и их частей.

По результатам выполнения радиационно-опасных работ должен быть подготовлен отчет с анализом дозовых и трудовых затрат, их соответствия запланированным затратам, а также с выводами и предложениями по снижению облучения персонала при выполнении аналогичных работ.

На этапах ВЭ должен осуществляться индивидуальный контроль за облучением персонала, включающий:

- контроль за характером, динамикой и уровнями поступления радиоактивных веществ в организм персонала с использованием методов прямой и косвенной радиометрии;
- контроль индивидуальных доз внешнего облучения с использованием индивидуальных дозиметров;
- контроль за обязательным ношением индивидуальных дозиметров персоналом, работающим в соответствующих условиях.

### **3.2.18. Руководство Р 2.6.5.014–14**

#### **«Организация и осуществление государственного санитарно-эпидемиологического надзора за обращением с радиоактивными отходами на предприятиях ГК «Росатом» (Р СЭН РАО-14)**

Руководство определяет комплекс мероприятий по надзору, направленных на предупреждение, выявление и пресечение нарушений поднадзорными организациями обязательных требований, установленных федеральными законами, постановлениями Правительства Российской Федерации, федеральными санитарными правилами, принимаемыми в соответствии с ними иными нормативными правовыми актами Российской Федерации на всех этапах обращения с РАО.

Настоящее руководство содержит рекомендации к выполнению надзорных мероприятий по радиационно-гигиенической защите персонала, обеспечению санитарно-эпидемиологического благополучия населения и охране окружающей среды

при обращении с накопленными и образующимся, а также с перерабатываемыми, хранящимися и окончательно изолируемыми РАО.

В руководстве изложены надзорные мероприятия за:

- обеспечением радиационной безопасности на этапе сбора РАО, при их транспортировании в пределах промплощадки и СЗЗ радиационного объекта, а также при переработке, кондиционировании и упаковке РАО;
- обеспечением радиационной безопасности при передаче РАО в специализированную организацию;
- обеспечением радиационной безопасности при транспортировании РАО за пределами производственной площадки и СЗЗ радиационного объекта;
- обеспечением радиационной безопасности при промежуточном хранении и окончательной изоляции РАО;
- обеспечением радиационной безопасности при обращении с особыми РАО;
- обеспечением радиационной безопасности при обращении с отходами, содержащими техногенные радионуклиды с уровнями удельной активности ниже отнесения их к РАО;
- условиями проведения радиационного контроля на этапах обращения с РАО.

Система безопасного обращения с РАО, является неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной безопасности персонала, санитарно-эпидемиологического благополучия населения и охраны окружающей среды при введении в эксплуатацию, эксплуатации и выводе из эксплуатации радиационно-опасных объектов, а также при реабилитации загрязненных радиоактивными веществами участков территории предприятий Госкорпорации «Росатом».

Радиационная и токсическая опасность обращения с РАО обусловлена:

- величиной удельной и общей активности образующихся и перерабатываемых, а также размещаемых на хранение и окончательную изоляцию РАО;
- пожаро-, взрывоопасными и токсическими характеристиками РАО;
- возможным выходом компонентов РАО в окружающую среду при деградации или нештатном разрушении инженерных защитных барьеров, технологического оборудования для сбора, переработки, промежуточного хранения и окончательной изоляции РАО.

Федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор за безопасным обращением с РАО должен включать следующие составные части:

- надзор за соблюдением требований законодательных и иных нормативных правовых актов, санитарных правил и норм, требований, изложенных в конструкторской, эксплуатационной и ремонтной документации в части обращения с РАО на поднадзорном РОО;
- надзор за проведением мероприятий по предупреждению радиационных аварий при обращении с РАО, готовности предприятий к локализации их последствий, защите персонала, населения и окружающей среды;
- надзор за своевременностью и полнотой проведения медицинских осмотров и психофизиологических обследований персонала;
- надзор за организацией и обеспечением радиационной безопасности при допуске персонала к работе с РАО на производственных участках;
- надзор за организацией и проведением радиационного контроля;
- анализ результатов проводимых надзорных мероприятий, результатов независимых инструментальных обследований и подготовка предложений по улучшению ведения надзорной деятельности на радиационном объекте

Для предварительной сортировки ТРО в местах их образования рекомендуется использование критериев по мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-из-

лучения на расстоянии 0,1 м от поверхности при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками:

- очень низкоактивные – от 0,001 мЗв/ч до 0,03 мЗв/ч;
- низкоактивные – от 0,03 мЗв/ч до 0,3 мЗв/ч;
- среднеактивные – от 0,3 мЗв/ч до 10 мЗв/ч;
- высокоактивные – более 10 мЗв/ч.

### **3.2.19. Руководство Р 2.6.5.083-2015**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности при хранении реакторных блоков утилизированных атомных подводных лодок»**

Работы по комплексной утилизации АПЛ осуществляются в рамках федеральной целевой программы «Промышленная утилизация вооружения и военной техники ядерного комплекса на 2011-2015 годы и на период до 2020 года», подпрограмма «Промышленная утилизация атомных подводных лодок, надводных кораблей с ядерной энергетической установкой, судов атомного технологического обслуживания и реабилитация радиационно-опасных объектов на 2011-2015 годы и на период до 2020 года». Государственным заказчиком-координатором работ является Госкорпорация «Росатом».

В настоящее время создана инфраструктура для хранения реакторных отсеков утилизированных атомных подводных лодок, построены пункты долговременного хранения реакторных отсеков на Дальнем Востоке (пункт долговременного хранения реакторных отсеков «Устричный») и в Северо-Западном регионе (пункт долговременного хранения реакторных отсеков «Сайда»).

Руководство, разработанное ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна совместно с Научно-исследовательским институтом промышленной и морской медицины (ФГУП НИИ ПММ ФМБА России), устанавливает требования по обеспечению радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды при подготовке к хранению и долговременному хранению реакторных блоков утилизированных АПЛ, представляющих собой герметичную упаковку, включающую реакторный отсек АПЛ с двумя смежными отсеками или один реакторный отсек, полученная при проведении работ по утилизации АПЛ, и предназначенная для транспортирования и последующего хранения.

Работы по формированию одноотсечных реакторных блоков из плавучих трехотсечных реакторных блоков АПЛ представляют комплекс работ, состоящий из следующих технологических этапов:

- подготовка трехотсечного реакторного блока к формированию одноотсечного реакторного блока;
- вырезка и формирование одноотсечного реакторного блока;
- разрезка на секции отсеков, смежных с реакторным отсеком;
- разделка секций корпусных конструкций на металлолом;
- подготовка одноотсечных реакторных блоков, перемещение их при необходимости на временное хранение;
- перемещение одноотсечных реакторных блоков на долговременное хранение;
- сбор и переработка промышленных отходов;
- подготовка и вывоз товарного металлолома;
- сбор, временное хранение, передача на захоронение радиоактивных отходов, образующихся при формировании одноотсечных реакторных блоков.

Подготовленный к хранению на плаву или на твердом основании реакторный блок является радиационным объектом, так как содержит загруженные в него для хранения контейнеры с низко – и среднеактивными ТРО, а также крупногабаритное радиоактивное оборудование.

Категория потенциальной радиационной опасности подготовленного к хранению реакторного блока не должна превышать II в соответствии с требованиями ОСПОРБ 99/2010.

В течение установленного срока хранения реакторного блока мощность дозы гамма-излучения не должна превышать 2 мЗв/ч в любой точке внешней поверхности РБ и 0,1 мЗв/ч на расстоянии 1 м от поверхности.

В целях уменьшения мощности дозы гамма-излучения снаружи РБ рекомендуется установка дополнительной биологической защиты в нижней части прочного корпуса под днищем реакторов и с бортов.

Подготовленный к временному хранению трехотсечный реакторный блок должен отвечать следующим требованиям:

- реакторы, оборудование и системы ППУ, находящиеся в составе РБ, должны быть полностью освобождены от ядерного топлива, газа систем газа высокого давления и вакуумирования и технологических сред контуров (кроме неосушаемых объемов); жидкометаллический теплоноситель допускается хранить в составе первого контура ППУ;
- должны быть осушены цистерны биологической защиты, бак железо-водной защиты, I контур и другие системы;
- должна быть обеспечена герметичность I контура ППУ, давление в нем снижено до атмосферного;
- нерадиоактивное оборудование должно быть демонтировано;
- оборудование, приборы и механизмы, остающиеся в реакторном блоке для хранения, должны быть надежно закреплены в отведенных местах;
- должна быть создана работоспособная в течение предельного срока хранения герметичная конструкция внешней оболочки реакторного блока;
- реакторный блок должен сохранять плавучесть в течение предельного срока хранения на плаву;
- биологическая защита подготовленного к хранению РБ должна обеспечивать защиту персонала пункта хранения и окружающей среды от радиоактивного излучения блока;
- на поверхность блока должно быть нанесено антикоррозионное покрытие;
- реакторный блок не должен требовать проведения дополнительных работ по корпусу и консервации в течение проектного времени хранения на плаву;
- подготовленный к хранению трехотсечный реакторный блок не должен требовать обслуживания и осмотра внутреннего объема, а следовательно посещения персоналом ПВХ.

Контроль радиационной обстановки на промплощадке пунктов временного и долговременного хранения РБ включает в себя:

- контроль плотности потока ионизирующих частиц и мощности дозы внешнего излучения на рабочих местах, в отдельных помещениях и на территории промплощадки;
- контроль содержания и нуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе рабочих помещений, а также на промплощадке;
- контроль уровней загрязнения радиоактивными веществами поверхностей рабочих помещений и оборудования, кожных покровов персонала, спецодежды, обуви и личной одежды персонала, а также транспортных средств;
- контроль активности и нуклидного состава выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух;
- контроль активности и нуклидного состава сбросов радиоактивных веществ в водные объекты;

- контроль радиоактивных отходов на всех этапах обращения с оценкой активности и нуклидного состава;
- радиометрический контроль различных нерадиоактивных отходов, вывозимых с территории объекта, в том числе радиационный контроль металлолома.

### **3.2.20. Методические указания МУ 2.6.6.049–2015**

#### **«Организация радиационного контроля при производстве работ по извлечению, подготовке для транспортирования и вывозу радиоактивных отходов из хранилищ отделения «Вилючинск» ДВЦ «ДальРАО»**

Отделение Вилючинск ДВЦ «ДальРАО» – филиала ФГУП «РосРАО» (в настоящее время – филиала ФГУП «Радон») осуществляет временное хранение ТРО, образовавшихся при эксплуатации АПЛ.

Радиоактивные отходы размещены в двух приповерхностных хранилищах:

- сооружение 3 – срок хранения ТРО (50 лет) истек в 2013 г.;
- сооружение 16 – срок хранения ТРО истек в 2024 г.

В связи с закончившимся сроком хранения ТРО в сооружении 3 и приближающимся (на период разработки МУ) окончанием срока хранения ТРО в сооружении 16 планируются работы по выгрузке и подготовке для дальнейшего транспортирования накопленных твердых радиоактивных отходов из хранилищ.

Выгрузке подлежат очень низкоактивные, низкоактивные, среднеактивные ТРО, размещенные в ячейках сооружений № 3 и № 16.

МУ 2.6.6.049–2015 содержат рекомендации к организации радиационного контроля на следующих этапах:

- подготовки территории, сооружений и оборудования для проведения работ по извлечению ТРО из хранилищ;
- проведения работ по извлечению, сортировке и резке ТРО;
- временного хранения контейнеров с ТРО на территории предприятия;
- вывоза контейнеров с ТРО с территории предприятия.

В программе радиационного контроля, установленной на период осуществления хранения РАО, должны быть определены:

- перечень видов контроля
- точки измерения (далее – контрольные точки)
- объем и периодичность контроля
- типы радиометрической и дозиметрической аппаратуры и методов, применяемых при осуществлении контроля и т.д.

Объем и периодичность контроля должны быть достаточными для решения следующих задач:

- определения степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов;
- получения необходимой информации о динамике влияния источников загрязнения ПВХ на окружающую среду;
- расчета годовой эффективной (эквивалентной) дозы облучения персонала и населения.

Контролируемыми объектами окружающей среды являются:

- почва;
- атмосферный воздух;
- атмосферные выпадения;
- подземные воды;
- донные отложения;
- морская вода.

## Контролируемые объекты окружающей среды и радионуклиды

Объект окружающей среды	Контролируемый радионуклид
Почва	Cs-137, Sr-90, Co-60
Атмосферный воздух	Суммарная альфа-, бета-активность, Cs-137
Атмосферные выпадения	Суммарная альфа-, бета-активность, Cs-137
Подземные воды	Суммарная бета-активность, Cs-137, Sr-90
Донные отложения	Cs-137, Sr-90, Co-60
Морская вода	Суммарная бета-активность, Sr-90, Cs-137

Контролируемыми параметрами радиационной обстановки являются:

- мощность амбиентного эквивалента дозы внешнего гамма-излучения;
- удельная активность радионуклидов в поверхностном слое почвы;
- объемная активность аэрозолей долгоживущих радионуклидов в воздухе;
- плотность атмосферных выпадений.

– загрязненность поверхностей рабочих помещений, поверхностей оборудования и др.  
 При проведении работ по извлечению, подготовке для дальнейшего транспортирования и вывозу накопленных твердых радиоактивных отходов из хранилищ рекомендовано контролировать следующие факторы производственной среды:

- мощность амбиентного эквивалента дозы внешнего гамма-излучения;
- плотность потока бета-излучения;
- уровни радиоактивного загрязнения поверхностей производственных помещений, спецодежды, кожных покровов, средств индивидуальной защиты, транспортных средств, тары, производственных отходов ( $\alpha$ ,  $\beta$ );
- объемная активность и радионуклидный состав аэрозолей в воздухе на рабочих местах при их вскрытии и на участках резки и сортировки ТРО;
- удельная активность, радионуклидный состав радиоактивных и производственных отходов.

### 3.2.21. Руководство Р 2.6.5.026–15

#### «Обеспечение радиационной безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории»

Руководство Р 2.6.5.026–15 содержит требования практически по всем основным аспектам безопасности персонала и населения при проведении работ по реабилитации загрязненных радионуклидами территорий промышленных объектов при выводе их из эксплуатации, территорий, загрязненных в результате радиационных аварий и испытаний ядерного оружия.

Работы по реабилитации загрязненных радионуклидами участков территории должны выполняться с соблюдением требований обеспечения безопасности как персонала, так и населения. Основными радиационными факторами при работах по реабилитации территории являются поверхностное загрязнение радиоактивными веществами, поступление радионуклидов в организм при дыхании и гамма-излучение от загрязненных участков.

Руководством Р 2.6.5.026–15 предписано, что требования к обеспечению радиационной безопасности при работах по реабилитации должны содержаться в согласованном органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор, проекте реабилитации с описанием планируемого варианта последующего использования реабилитированной территории и предварительным обоснованием обеспечения ее радиационной безопасности.

Для обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при проведении реабилитационных работ, на первый план выходят следующие задачи:

- проведение радиационной разведки;
- оценка радионуклидного состава загрязнений территории;
- организация санитарно-пропускного режима, использование мобильных сан-пропускников;
- использование адекватных средств индивидуальной защиты с учетом климатических условий;
- организация индивидуального дозиметрического контроля;
- организация работ по обращению с образующимися РАО;
- разработка мероприятий по нераспространению радиоактивных загрязнений;
- организация безопасного транспортирования вывозимых РАО;
- организация дезактивации выезжающего с площадки транспорта;
- проведение мероприятий по пылеподавлению;
- исключение присутствия населения в зоне проведения реабилитационных работ;
- разработка допустимых уровней остаточного радиоактивного загрязнения в зависимости от условий последующего использования территории.

Все виды деятельности по реабилитации должны осуществляться в соответствии с ПР, в котором должны быть определены:

- варианты последующего использования реабилитированной территории;
- конечное радиационное состояние территории в зависимости от принятого варианта ее использования;
- организация мониторинга радиационно-гигиенического состояния реабилитированной территории.

В проекте реабилитации должен быть приведен прогноз радиационной обстановки на реабилитированной территории в зависимости от принятого варианта ее конечного состояния.

Мониторинг параметров радиационной обстановки на реабилитированной территории должен осуществляться по установленному графику и включать измерения:

- содержания радиоактивных загрязнений в грунтовых водах и их миграции с помощью отбора проб из наблюдательных скважин;
- объемной активности альфа- и бета-излучающих аэрозолей в атмосферном воздухе;
- мощности дозы внешнего гамма-излучения в контрольных точках в зоне возможного влияния на население;
- содержания радионуклидов в почве и растительности в контрольных точках в зоне возможного влияния на население.

Выполнение работ на радиационно-загрязненных участках территории и работ по обращению с радиоактивными отходами должно производиться по специальным регламентам и программам, предусматривающим:

- получение предварительной информации о радиационной обстановке в местах проведения работ для прогноза доз облучения персонала и планирования защитных мероприятий;
- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения;
- мероприятия по охране окружающей среды;
- условия и маршруты перемещения загрязненных материалов;
- организацию инструктажа персонала;
- организацию и проведение дезактивации оборудования и инструмента;

- организацию оперативного индивидуального дозиметрического контроля;
- использование необходимого и достаточного комплекта средств индивидуальной защиты;
- использование санпропускника, применение переносных саншлюзов, организацию санитарных барьеров и других мероприятий по ограничению распространения радиоактивных загрязнений из зоны проведения работ;
- схему обращения с радиоактивными отходами;
- своевременную замену загрязненной выше допустимых значений спецодежды.

### **3.2.22. Руководство Р 2.6.5.064–16**

#### **«Радиационно-гигиенические требования к утилизации судов атомно-технологического обслуживания»**

К судам атомно-технологического обслуживания относятся суда, осуществляющие техническое обслуживание надводных и подводных судов с ядерными энергетическими установками и обеспечивающие перезарядку реакторов, обращение с ядерным топливом и радиоактивными отходами. Требования Р 2.6.5.064–16 распространяется на суда АТО следующих типов:

- плавучие технологические базы;
- суда – хранилища ОЯТ;
- танкеры для сбора и хранения жидких РАО;
- плавучие емкости для хранения ЖРО;
- плавбазы для переработки ЖРО;
- плавучие контрольно-дозиметрические посты.

Утилизация судов представляет собой деятельность, связанную с разделкой судна, транспортировкой и ликвидацией или повторным использованием материалов, узлов и компонентов утилизированного судна. Многие технологические операции по обращению с ОЯТ, РАО и загрязненным радиоактивными веществами оборудованием судна являются радиационно-опасными.

Руководство разработано ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна совместно с Научно-исследовательским институтом промышленной и морской медицины (ФГУП НИИ ПММ ФМБА России).

Утилизация судна АТО характеризуется большим объемом работ и сложностью их выполнения, что объясняется:

- весогабаритными характеристиками судна;
- сложностью конструктивного исполнения судна (наличие двойных бортов, деление корпуса на отсеки прочными переборками, наличие в отсеках газоплотных помещений, выгородок, настилов, фундаментов и т.д.);
- наличием хранилищ ОЯТ и РАО;
  - широкой номенклатурой конструкционных материалов (черные и цветные металлы, различные сплавы), применяемых для изготовления корпусных конструкций и трубопроводов, неконструкционных материалов (краски, эмали, защитные покрытия и т.п.); изделий машиностроения и приборостроения;
- образованием больших количеств промышленных отходов.

Проект утилизации судна АТО должен предусматривать мероприятия по обеспечению безопасности на всех этапах выполнения работ и содержать:

- оценку радиационной обстановки на момент вывода судна из эксплуатации, включая расчетные уровни внешнего гамма-нейтронного излучения (если ОЯТ из судна АТО не выгружалось), радиоактивного загрязнения поверхностей помещений и оборудования, а также наведенной активности оборудования и конструкций судна;

- количество и суммарную активность радиоактивных материалов в хранилищах судна;
- объемы, активность, радионуклидный состав хранящихся на судне РАО на момент вывода его из эксплуатации, способы их переработки, хранения и захоронения;
- ориентировочную длительность выдержки судна до начала работ по утилизации;
- транспортно-технологическую схему и последовательность операций по удалению на берег РАО, ОЯТ и демонтируемого оборудования;
- перечни механизмов, оборудования, приспособлений, инструментов, защитных и транспортных контейнеров, защитных экранов и СИЗ для проведения работ по утилизации;
- методы и средства дезактивации демонтируемого оборудования;
- оценку ожидаемых индивидуальных и коллективных доз облучения персонала и населения;
- перечень радиационно-опасных работ, технологические регламенты и мероприятия по обеспечению радиационной безопасности при их выполнении;
- меры радиационной защиты, которые будут применяться во время работ по утилизации судна;
- объем и порядок радиационного контроля;
- оценку возможных выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду в нормальных условиях и в случае радиационной аварии;
- оценку количества и активности РАО, образующихся при проведении работ по утилизации судна;
- перечень возможных аварийных ситуаций, меры по предупреждению, локализации и ликвидации последствий радиационных аварий.

Принципиальная технология утилизации судов АТО предусматривает проведение работ в соответствии со следующими основными этапами:

- вывод судна из состава флота;
  - промежуточное хранение судна в режиме холодного отстоя на плаву с обеспечением ядерной и радиационной безопасности;
- подготовку предприятия-исполнителя работ к проведению работ по утилизации судна в соответствии с проектом утилизации;
- комплексное инженерное и радиационное обследование судна;
- подготовку судна к утилизации (выгрузка ОЯТ, РАО, горюче-смазочных материалов, технологических сред и пр.);
- перевод судна на твердое основание, разрезку на блоки, утилизацию корпусных конструкций, формирование блок-упаковок;
- передачу блок-упаковок на длительное хранение.

### **3.2.23. Руководство Р 2.6.5.042–2019**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности персонала при утилизации надводных кораблей с ядерной энергетической установкой»**

Надводные корабли с ядерной энергетической установкой обладают большим водоизмещением и габаритами, сложной конструкцией, высокой энерговооруженностью и радиационным потенциалом. В процессе утилизации надводных кораблей с ЯЭУ возможно образование большого количества жидких радиоактивных отходов и твердых радиоактивных отходов.

Руководство разработано ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна совместно с Научно-исследовательским институтом промышленной и морской медицины (ФГУП НИИ ПММ ФМБА России) и содержит рекомендации по обеспечению радиационной

безопасности персонала при проведении технологических операций по утилизации надводных кораблей с ядерной энергетической установкой.

НК с ЯЭУ подлежат утилизации по индивидуальным проектам и технологиям, разрабатываемым проектантом судна или иной проектной организацией на основе консервативного подхода к обеспечению безопасности и апробированных технических решений, и согласованных установленным порядком.

Выбор варианта утилизации НК с ЯЭУ должен осуществляться на основе обоснования мер по обеспечению безопасности, включающего расчетную оценку индивидуальных и коллективных доз персонала с учетом данных обследования НК с ЯЭУ в объеме, необходимом для рассмотрения различных вариантов вывода его из эксплуатации.

Утилизация НК с ЯЭУ характеризуется большим объемом работ и сложностью их выполнения, что объясняется:

- весогабаритными характеристиками корабля;
- сложностью конструктивного исполнения;
- широкой номенклатурой конструкционных материалов (черные и цветные металлы, различные сплавы), применяемых для изготовления корпусных конструкций и трубопроводов, неконструкционных материалов (краски, эмали, защитные покрытия и т.п.); изделий машиностроения и приборостроения;
- возможным образованием больших количеств радиоактивных отходов.

Проект утилизации НК с ЯЭУ должен предусматривать мероприятия по обеспечению безопасности на всех этапах выполнения работ и содержать:

- оценку радиационной обстановки на момент вывода корабля из эксплуатации, включая расчетные уровни внешнего гамма– излучения, радиоактивного загрязнения поверхностей помещений и оборудования, а также наведенной активности оборудования и конструкций корабля;
- количество и суммарную активность ОЯТ в хранилищах корабля (если ОЯТ не выгружались);
- прогнозируемые объемы, активность, радионуклидный состав РАО, образующихся при утилизации корабля, способы их переработки, хранения и захоронения;
- ориентировочную длительность выдержки корабля до начала работ по утилизации;
- организационно-технологическую схему утилизации корабля,
- транспортно-технологическую схему и последовательность обращения с РАО и демонтируемым оборудованием, загрязненным РВ или имеющим наведенную активность;
- перечни механизмов, оборудования, приспособлений, инструментов, защитных и транспортных контейнеров, защитных экранов и СИЗ для проведения работ по утилизации;
- методы и средства дезактивации демонтируемого оборудования, загрязненного РВ;
- оценку трудозатрат на проведение планируемых работ;
- оценку ожидаемых индивидуальных и коллективных доз облучения персонала;
- перечень радиационно-опасных работ, технологические регламенты и мероприятия по обеспечению радиационной безопасности при их выполнении;
- меры радиационной защиты, которые будут применяться во время работ по утилизации корабля;
- объем и порядок радиационного контроля;
- оценку возможных выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду в нормальных условиях и в случае радиационной аварии;

- прогнозную оценку количества и активности РАО, образующихся при проведении работ по утилизации корабля;
- оценку количества и классы опасности отходов производства, образующихся при проведении работ по утилизации корабля;
- перечень возможных аварийных ситуаций, меры по предупреждению, локализации и ликвидации последствий радиационных аварий.

Радиационная безопасность персонала при проведении работ по утилизации НК с ЯЭУ должна обеспечиваться проведением комплекса мер правового, организационного, инженерно-технического, санитарно-гигиенического и медико-профилактического характера.

При проведении радиационно-опасных работ необходимо осуществлять контроль:

- радиационной обстановки;
- допустимого времени работы;
- использования систем спецвентиляции для очистки воздуха в отсеках корабля;
- использования средств индивидуальной защиты и выполнения правил личной гигиены;
- индивидуальных доз персонала с использованием накопительных дозиметров;
- работы оборудования, неисправности которого могут повлечь облучение персонала, загрязнение помещений;
- безопасного обращения с РАО.

Радиационно-опасные работы должны выполняться только по нарядам-допускам под контролем дежурного дозиметриста при наличии необходимой достоверной информации о радиационной обстановке на рабочих местах:

- мощности дозы внешнего излучения;
- объемной активности аэрозолей в воздухе помещений;
- уровней радиоактивного загрязнения поверхностей оборудования, помещений.

В связи с возможными непредвиденными осложнениями при проведении отдельных операций (внезапным ухудшением состояния здоровья и другими ситуациями, требующими срочной помощи) радиационно-опасные работы запрещается проводить одному человеку.

### **3.2.24. Методические указания МУ 2.6.5.043–2019**

#### **«Требования к радиационному контролю при проведении работ по утилизации АПЛ, надводных кораблей с ядерной энергетической установкой и судов АТО»**

МУ разработаны ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна совместно с Научно-исследовательским институтом промышленной и морской медицины (ФГУП НИИ ПММ ФМБА России) и определяют требования к организации радиационного контроля при утилизации атомных подводных лодок, надводных кораблей с ядерной энергетической установкой и судов атомного технологического обслуживания.

К надводным кораблям с ядерной энергетической установкой относятся надводные суда, имеющие атомную и (или) комбинированную энергетические установки, которые могут входить в состав военно-морского или гражданского флота.

К судам атомно-технологического обслуживания относятся грузовые суда, предназначенные для:

- хранения новых и отработавших ТВС ядерных реакторов;
- обеспечения операций по выгрузке отработавших и загрузке новых тепловыделяющих сборок в реакторы;

- обеспечения приема, дезактивации, ремонта и хранения загрязненного радионуклидами оборудования;
- приема, обработки и передачи газообразных, жидких и твердых радиоактивных отходов;
- снабжения атомных судов технологическими средами и приема их на борт;
- снабжения атомных судов электрической и тепловой энергией;
- иных функций технологического обслуживания атомных судов и персонала.

Радиационный контроль при утилизации АПЛ, НК с ЯЭУ и судов АТО является составной частью производственного контроля и осуществляется в целях обеспечения безопасности проводимых работ для человека и среды обитания.

Порядок радиационного контроля должен включать в себя:

- перечень должностных лиц, на которых возложены функции по осуществлению контроля;
- перечень контролируемых радиационных факторов;
- перечень объектов радиационного контроля, в отношении которых необходима организация лабораторных исследований и испытаний с указанием точек, в которых осуществляется отбор проб, и периодичности отбора проб;
- перечень форм учета и отчетности по результатам радиационного контроля;
- перечень используемых методов и методик радиационного контроля, утвержденных в установленном порядке.

Контроль радиационной обстановки при работах по утилизации включает в себя:

- контроль плотности потока ионизирующих частиц и мощности амбиентного эквивалента дозы внешнего излучения на рабочих местах, в отдельных помещениях и на территории промплощадки;
- контроль объемной активности и радионуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе рабочих помещений, а также на промплощадке;
- контроль уровней загрязнения радиоактивными веществами поверхностей рабочих помещений и оборудования, кожных покровов персонала, спецодежды, обуви и личной одежды персонала, а также транспортных средств;
- контроль активности и радионуклидного состава выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух;
- контроль активности и радионуклидного состава сбросов радиоактивных веществ в водные объекты;
- контроль радиоактивных отходов на всех этапах их обращения с оценкой активности и радионуклидного состава;
- радиометрический контроль промышленных отходов, вывозимых с территории объекта, в том числе радиационный контроль металлолома.
- контроль активности и радионуклидного состава в различных объектах окружающей среды.

Основными задачами мониторинга радиоактивного загрязнения окружающей среды на промплощадке, в СЗЗ и ЗН являются:

- своевременное и полное выявление источников, причин и возможных путей распространения загрязнения;
- определение количественной (уровни и масштабы загрязнения) и качественной (радионуклидный состав) характеристик загрязнения;
- анализ, оценка и прогнозирование радиоэкологической обстановки, складывающейся при поступлении радиоактивных веществ в окружающую среду;
- оценка доз внешнего облучения и поступления радионуклидов в организм;
- выработка предложений по локализации загрязнения и предотвращения дальнейшего его распространения;

- оценка эффективности мероприятий по предотвращению радиоактивного загрязнения окружающей среды;
- разработка предложений по совершенствованию мероприятий, направленных на охрану окружающей среды от радиоактивного загрязнения.

Объем радиационного контроля при возникновении аварии при утилизации АПЛ, НК с ЯЭУ и судов АТО определяется в плане мероприятий по защите персонала на случай аварии и инструкции по действиям персонала в аварийных ситуациях.

Целью радиационного контроля в условиях аварии является получение информации для принятия решений по защите персонала и населения.

Радиационный контроль в условиях аварии должен быть достаточным для определения границы зоны проведения защитных мероприятий и оценки доз облучения персонала и населения, оказавшихся в зоне аварии.

Порядок радиационного контроля при радиационных авариях определяется согласно ОСПОРБ 99/2010 с учетом масштабов и особенностей аварии, характера и условий выполняемых работ и согласовывается с органами, уполномоченными осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

### **3.2.25. Методические указания МУ 2.6.5.044–2020**

#### **«Обеспечение радиационной безопасности персонала при долговременном хранении реакторных отсеков утилизированных атомных подводных лодок и блок-упаковок судов атомного технологического обслуживания»**

В процессе утилизации атомных подводных лодок и судов АТО формируются приспособленные к длительному хранению реакторные блоки и блок-упаковки. Реакторный блок, это герметичная упаковка, включающая реакторный отсек АПЛ с двумя смежными отсеками или один реакторный отсек, полученный при проведении работ по утилизации АПЛ, и предназначенная для транспортирования и последующего хранения. Блок-упаковка, это приемлемая для транспортирования и подготовленная к долговременному хранению на твердом основании упаковка, содержащая радиоактивное оборудование и конструкции корабля, дополнительно загруженные твердые радиоактивные отходы.

Методические указания МУ 2.6.5.044–2020, разработанные ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна совместно с ФГУП НИИ ПММ ФМБА России, определяют санитарно-гигиенические и организационные требования по обеспечению радиационной безопасности персонала при долговременном хранении реакторных отсеков утилизированных подводных лодок с ЯЭУ и блок-упаковок утилизированных судов АТО.

Проектная документация пунктов хранения реакторных отсеков и блок-упаковок должна содержать обоснование мер безопасности при конструировании, строительстве, реконструкции, эксплуатации, выводе из эксплуатации, а также в случае аварии. В проектной документации пунктов хранения реакторных отсеков и блок-упаковок должно быть установлено предельное суммарное количество активности, включая активность твердых РАО, размещенных в реакторных отсеках утилизированных АПЛ и в блок-упаковках судов АТО, допускаемое для хранения.

Значения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения на поверхности реакторного отсека и блок-упаковки не должны превышать следующих значений:

- в любой точке на наружной поверхности не более 2 мЗв/час;
- на расстоянии 1 м от наружной поверхности не более 0,1 мЗв/час.

Посещение реакторных отсеков утилизируемых АПЛ, блок-упаковок судов АТО на все время длительного хранения не предусмотрено.

Контроль радиационной обстановки на промплощадке пунктов длительного хранения должен включать:

- контроль плотности потока ионизирующих частиц и мощности амбиентного эквивалента дозы внешнего излучения на рабочих местах, в отдельных помещениях и на территории промплощадки;
- контроль объемной активности и радионуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе рабочих помещений и на промплощадке;
- контроль уровней загрязнения радиоактивными веществами поверхностей рабочих помещений и оборудования, кожных покровов персонала, спецодежды, обуви и личной одежды персонала, а также транспортных средств;
- контроль активности и радионуклидного состава выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух;
- контроль активности и радионуклидного состава сбросов радиоактивных веществ в водные объекты;
- контроль радиоактивных отходов на всех этапах обращения с ними;
- радиометрический контроль промышленных отходов, вывозимых с территории объекта, в том числе радиационный контроль металлолома.

Объем радиационного контроля при возникновении аварии в пунктах хранения реакторных отсеков утилизированных АПЛ и блок-упаковок судов АТО определяется на стадии проектирования пункта временного хранения и уточняется при разработке планов мероприятий по защите персонала и по защите населения на случай аварии. Радиационный контроль в условиях аварии в пункте длительного хранения должен быть достаточным для определения границы зоны проведения защитных мероприятий и оценки доз облучения персонала и населения, оказавшихся в зоне аварии.

### **3.2.26. Руководство Р ФМБА 2.6.5.001-2024**

#### **«Гигиенические критерии для установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала»**

Основополагающие нормативные документы системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования НРБ-99/2009 (п. 7.4.) и ОСПОРБ 99/2010 (п. 3.13.9) требуют установления контрольных уровней для всех контролируемых параметров при осуществлении радиационного контроля. КУ радиационных параметров и доз облучения устанавливаются с целью проведения оперативного контроля за радиационной обстановкой, предотвращения превышения установленных основных пределов доз профессионального облучения персонала, закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности и обеспечения дальнейшего снижения уровней облучения персонала и населения, а также радиоактивного загрязнения окружающей среды.

В системе мероприятий по управлению радиационными рисками при работе с источниками ионизирующего излучения и методическом обеспечении надзорных функций соответствующих территориальных органов ФМБА России методологии установления контрольных уровней параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала принадлежит важная роль [7]. До внедрения в практику Руководства Р ФМБА 2.6.5.001-2024 единые требования к методам разработки КУ радиационных параметров отсутствовали.

Исходя из требований НРБ-99/2009 руководством Р ФМБА 2.6.5.001-2024 предписано устанавливать КУ для следующих радиационных величин:

эффективной дозы внешнего облучения персонала;  
ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения персонала;  
эквивалентной дозы облучения кожи, хрусталика глаза, кистей и стоп;  
параметров радиационной обстановки (мощности амбиентного эквивалента дозы внешнего излучения, объемной активности радионуклидов в воздушной среде, плотности потока ионизирующих частиц, загрязненности поверхностей радиоактивными веществами и др.).

Руководством предписано, что для решения задач управления радиационной безопасностью персонала и оперативного контроля за радиационной обстановкой могут устанавливаться следующие виды КУ:

- максимально возможные КУ, устанавливаемые из условия гарантированного не превышения допустимых значений параметров радиационной обстановки и пределов доз облучения. Эти значения КУ устанавливаются в начальный период эксплуатации радиационного объекта на основе допустимых значений радиационных параметров с учетом неопределенности результатов измерений;
- КУ, устанавливаемые из условия закрепления достигнутых значений параметров радиационной обстановки на уровне ниже допустимых. Эти значения КУ устанавливаются на основе сбора, обобщения и статистического анализа результатов радиационного контроля за предыдущий период (не менее одного года) после завершения начального периода эксплуатации;
- КУ, которые превышают допустимые значения параметров радиационной обстановки, могут устанавливаться в тех случаях, когда время радиационного воздействия мало, а снижение существующих уровней связано со значительными трудо- и дозозатратами.

Регламентированная руководством возможность в исключительных случаях устанавливать временные повышенные, по сравнению с допустимыми уровнями, значения КУ радиационных параметров является весомым вкладом в методологию осуществления федерального государственного санитарно-эпидемиологического надзора [7]. Обязательным условием при этом является не превышение годового предела дозы, установленного для соответствующей группы персонала. Повышенные по сравнению с допустимыми уровнями значения КУ радиационных параметров должны быть тщательно обоснованы расчетами, подтверждающими, что:

- установление КУ, превышающих допустимые уровни, не приведет к превышению основных дозовых пределов облучения персонала;
- проведение мероприятий по «нормализации» радиационной обстановки приведет к большему дозозатратам, чем выполнение работ в условиях действия повышенных КУ.

Внедрение Руководства позволило конкретизировать требования нормативных документов по установлению КУ в целях совершенствования системы радиационного контроля при обращении с источниками ионизирующего излучения в производственных условиях.

## Глава 4.

### Обоснование предложений к новым Нормам радиационной безопасности и Основным санитарным правилам обеспечения радиационной безопасности

В публикациях [9-10] приведено обоснование необходимости внесения изменений в Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения». Любые изменения в № 3-ФЗ, в случае их принятия, неизбежно приведут к изменению нормативно-правовых актов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования в области обеспечения радиационной безопасности и, в первую очередь, действующих Норм радиационной безопасности и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности. Однако ряд изменений в новые редакции НРБ и ОСПОРБ целесообразно и возможно внести без изменения № 3-ФЗ [8, 11].

#### 4.1. Обоснование предложений к новой редакции Норм радиационной безопасности

##### 4.1.1. Трактовка понятия «предел годовой эффективной дозы техногенного облучения персонала»

В приложении к НРБ – 99/2009 и к ОСПОРБ 99/2010 термин «Предел дозы» формулируется следующим образом:

**«Предел дозы (ПД)** – значение эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения населения и персонала, которое не должно превышать. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне».

В ФЗ «О радиационной безопасности населения» и в Международных основных нормы безопасности трактуется понятие годовой дозы как суммарной дозы, полученной от внешнего облучения в течение года, и ожидаемой дозы от поступления радионуклидов в том же году.

Таким образом, во всех вышеупомянутых нормативно-правовых документах из определения «предел дозы» следует, что под этим понятием подразумевается значение эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения населения и персонала, которое не должно превышать в *любом произвольно взятом временном интервале, равным одному году*. Однако, в п. 3.1.5. НРБ – 99/2009 говорится: «Под годовой эффективной дозой понимается сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за *календарный* год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год». Такая трактовка понятия годовой эффективной дозой может приводить к негативным последствиям.

В качестве примера в табл. 6 приведены условные дозы работника, который в первый календарный год получил суммарную эффективную дозу 48 мЗв, во второй календарный год – 28 мЗв, а в последующие три года работы был либо переведен на другой участок, либо был выведен из процесса обращения с ИИИ с условием, чтобы его суммарная эффективная доза, исчисленная за пять последовательных лет, не превысила 100 мЗв, а средняя годовая эффективная доза за это же время не превысила 20 мЗв.

Итак, приведенные в табл. 6 условные дозы облучения работника не превышают пределов доз в отдельно взятый календарный год, т.е. < 50 мЗв.

Однако, если оценить дозы облучения работника за любой произвольно взятый временной интервал, равный одному году (табл. 7), то очевидно, что годовой предел дозы 50 мЗв в данном случае неоднократно превышает.

Таблица 6

Условные дозы работника, мЗв

Первый календарный год												Второй календарный год													
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
1	1	2	1	1	3	8	6	5	6	8	6	48	5	2	4	7	1	1	1	2	1	1	1	2	28

Таблица 7

Условные дозы работника (Д), мЗв

Первый календарный год												Второй календарный год													
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
1	1	2	1	1	3	8	6	5	6	8	6	48	5	2	4	7	1	1	1	2	1	1	1	2	28
												Σ 52													
												Σ 59													
												Σ 61													
												Σ 61													
												Σ 55													
												Σ 53													
												Σ 52													

Следовательно, предлагаемая п. 3.1.5. НРБ–99/2009 трактовка годовой эффективной дозы как суммарной эффективной дозы, полученной за календарный год, несет в себе возможность превышения годового предела дозы облучения персонала. Считаем целесообразным внести соответствующие изменения в текст новой редакции НРБ, а именно:

– «**Предел дозы** – значение эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения населения и персонала, которое не должно превышать в любой произвольно взятый временной интервал, равный одному году. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне»;

– п. 3.1.5. «Под годовой эффективной дозой понимается сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за любой произвольно взятый временной интервал, равный одному году, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год».

Предлагаемые изменения не будут затрагивать существующий порядок отчетности служб радиационной безопасности по истечении календарного года. В то же время, потребуется определенная корректировка регламента индивидуального дозиметрического контроля.

#### 4.1.2. Трактовка значения «основной предел годовой эффективной дозы»

В проектной документации на строительство и реконструкцию объектов использования атомной энергии, в проектах нормативных и методических документов периодически встречаются неверное толкование основных пределов доз облучения

персонала и населения. Так, зачастую доза 20 мЗв называется пределом годовой дозы для персонала, а доза 50 мЗв/год либо вообще не упоминается, либо рассматривается только как допустимая при радиационной аварии. Такая неверная трактовка значений основных ПД, в определенной степени спровоцирована неудачным определением, приведенным в таблице 3.1. НРБ-99/2009. Действительно, вместо четкой регламентации, что для персонала группы А годовым дозовым пределом является величина 50 мЗв, а среднегодовым дозовым пределом является величина 20 мЗв, в таблице 3.1. указывается, что основным дозовым пределом является «20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год». Такое определение дает возможность толкования, что для персонала группы А величина 50 мЗв в год является вовсе не дозовым пределом, а какой-то допустимой величиной в какой-то отдельный год.

Вышеизложенное позволяет предложить корректировку определения основных дозовых пределов эффективной дозы для персонала группы А и населения, акцентируя внимание на годовом ПД (табл. 8).

Таблица 8

Основные пределы доз

Нормируемые величины	Пределы доз	
	персонал группы А	Население
Эффективная доза (в редакции табл. 3.1. НРБ-99/2009)	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эффективная доза (предложение в новую редакцию)	50 мЗв в год, но не более 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет	5 мЗв в год, но не более 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет

#### 4.1.3. Установление контрольных уровней

Исходя из требований НРБ-99/2009 руководством Р ФМБА 2.6.5.001-2024 предписано устанавливать КУ для следующих радиационных величин:

- эффективной дозы внешнего облучения персонала;
- ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения персонала;
- эквивалентной дозы облучения кожи, хрусталика глаза, кистей и стоп;
- параметров радиационной обстановки (мощности амбиентного эквивалента дозы внешнего излучения, объёмной активности радионуклидов в воздушной среде, плотности потока ионизирующих частиц, загрязнённости поверхностей радиоактивными веществами и др.).

На начальный период эксплуатации РО (не более 2 лет) устанавливаются максимально допустимые гигиенические нормативные значения КУ, гарантирующие не превышение нормируемых величин и рассчитанные на основе допустимых значений радиационных параметров с учётом неопределённости результатов измерений.

Методическими указаниями МУ 2.6.1.15-06 регламентированы следующие допустимые значения доз облучения, гарантирующие не превышение основных дозовых пределов:

- если эффективная доза формируется только гамма-излучением – 15,4 мЗв/год;
- если эффективная доза формируется только внутренним излучением – 8,0 мЗв/год;
- если происходит облучения кожи, кистей и стоп бета-излучением – эквивалентная доза 330 мЗв/год;
- если происходит облучение хрусталика глаза бета-гамма-излучением – эквивалентная доза 100 мЗв/год.

Исходя из вышеизложенного предлагается следующая редакция второй части п. 3.1.2 НРБ-99/2009:

«...Для обеспечения условий, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого, с учетом достигнутого в организации уровня радиационной безопасности, администрацией организации дополнительно устанавливаются контрольные уровни (дозы, уровни активности, плотности потоков и др.). При установлении максимально допустимых КУ доз облучения персонала следует учитывать условия облучения, а именно:

- если эффективная доза персонала определяется только внешним гамма-излучением, максимальный КУ для среднегодовой эффективной дозы составляет 15,4 мЗв;
- если эффективная доза формируется только внутренним излучением, максимальный КУ для среднегодовой эффективной дозы составляет 8,0 мЗв/год;
- если происходит облучения кожи, кистей и стоп бета-излучением, максимальный КУ для эквивалентной дозы составляет 330 мЗв/год;
- если происходит облучение хрусталика глаза бета-гамма-излучением, максимальный КУ для эквивалентной дозы составляет 100 мЗв/год».

## **4.2. Обоснование предложений к новой редакции**

### **Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности**

#### **4.2.1. Нормирование содержания изотопов урана в твёрдых материалах**

В Приложение 3 к ОСПОРБ 99/2010 «Удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование материалов» не включены изотопы урана  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ , что противоречит п. 5.2.10 ОСПОРБ 99/2010, согласно которому они должны быть отнесены к техногенным источникам излучения. Отсутствие установленного предельного значения удельной активности изотопов  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  для неограниченного использования материала создаёт значительные проблемы для отраслей атомной промышленности (производство топлива для атомной энергетики и др.), работающих именно с этими радионуклидами, как правило, находящимися в равновесии лишь с короткоживущими дочерними радионуклидами.

Предлагается дополнить Приложение 3 к новой редакции ОСПОРБ изотопами урана  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ , установив норматив их удельной активности 1 Бк/г [8] в твердых материалах для неограниченного использования.

#### **4.2.2. Термины «авария радиационная» и «аварийная ситуация»**

В проектной документации на строительство и реконструкцию объектов использования атомной энергии, в проектах нормативных и методических документов периодически встречается неверная интерпретация термина «авария радиационная», который подменяется термином «аварийная ситуация». Термин «авария радиационная» систематически трактуется как синоним «аварийной ситуации» [8]. Неверное смешение понятий «авария радиационная» и «аварийная ситуация» также могло быть спровоцировано неудачным определением термина «авария радиационная», приведенным в Приложении 7 к НРБ-99/2009:

*«Авария радиационная – потеря управления источником ионизирующего излучения (ИИИ), вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которая могла привести или привела к облучению людей выше установленных*

норм или радиоактивному загрязнению окружающей среды». Из данного определения следует, что под радиационной аварией понимается как потеря управления ИИИ, которая привела к радиационным последствиям, т.е. собственно к радиационной аварии, так и потеря управления ИИИ, которая не привела к радиационным последствиям, но привела к аварийной ситуации.

Вышеизложенное позволяет предложить корректировку определения «авария радиационная» и дополнение терминов, приведенных в Приложении 7 к НРБ-99/2009, термином «аварийная ситуация»:

– **Авария радиационная** – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями персонала, стихийными бедствиями или иными причинами, которая привела к облучению людей выше установленных годовых пределов дозы или радиоактивному загрязнению окружающей среды;

– **Аварийная ситуация** – ситуация, возникшая вследствие превышения установленных пределов безопасной эксплуатации, характеризующаяся наличием условий, создающих реальные предпосылки к возможности радиационного воздействия, и которая не привела к облучению людей выше установленных норм или радиоактивному загрязнению окружающей среды, но требует принятия оперативных мер для предотвращения радиационной аварии.

#### **4.2.3. Установление категории потенциальной опасности радиационных объектов**

ОСПОРБ 99/2010 классифицируют радиационные объекты по потенциальной радиационной опасности, определяющейся возможным радиационным воздействием на население и персонал при радиационной аварии. При этом ОСПОРБ 99/2010 не содержат алгоритм практической реализации установления категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта и критериев для определения категории потенциальной опасности радиационных объектов, превышение которых в результате радиационной аварии характеризуется как аварийное радиационное воздействие. Методическими указаниями МУ 2.6.5.08–2019 «Установление категории потенциальной радиационной опасности радиационного объекта» введена в действие система критериев для определения категории потенциальной опасности радиационных объектов, превышение которых в результате радиационной аварии характеризуется как аварийное радиационное воздействие.

При установлении категории радиационного объекта для определения масштабов возможного аварийного радиационного воздействия на различные категории облучаемых лиц должны использоваться следующие уровни (гигиенические критерии) эффективных доз потенциального облучения:

для персонала группы А	– 20 мЗв/год;
для персонала группы Б	– 5 мЗв/год;
для населения	– 1 мЗв/год.

Вышеизложенное позволяет предложить следующую редакцию пп. 3.1.2-3.1.5. ОСПОРБ 99/2010:

« 3.1.2. К I категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население эффективной дозой выше 1 мЗв/год и могут потребоваться меры по его защите.

3.1.3. Ко II категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых радиационное воздействие на персонал группы Б эффективной дозой выше 5 мЗв/год ограничивается территорией санитарно-защитной зоны.

3.1.4. К III категории относятся объекты, при аварии на которых радиоактивное воздействие на персонал группы Б эффективной дозой выше 5 мЗв/год ограничивается территорией объекта.

3.1.5. К IV категории относятся объекты, при аварии на которых радиационное воздействие на персонал группы А эффективной дозой выше 20 мЗв/год ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения».

#### **4.2.4. Термин «санитарно-защитная зона»**

В приложении 8 к ОСПОРБ 99/2010 термин *санитарно-защитная зона* определяется как «территория вокруг радиационного объекта, за пределами которой уровень облучения населения за счет нормальной эксплуатации радиационного объекта не превышает установленную для него квоту». Данное определение неверно, поскольку согласно п. 3.2.10 ОСПОРБ 99/2010 квота, обеспечивающая непревышение среднегодового значения предела дозы для населения, устанавливается только для радиационного объекта I категории потенциальной радиационной опасности или при одновременном воздействии на население нескольких объектов.

Считаем необходимым в новой редакции ОСПОРБ привести термин *санитарно-защитная зона* в следующей редакции:

«санитарно-защитная зона – территория вокруг радиационного объекта, за пределами которой уровень облучения населения за счёт нормальной эксплуатации радиационного объекта не превышает 1 мЗв в год или установленную для него квоту».

#### **4.2.5. Организация работ с источниками излучения**

В разделе 3.4. ОСПОРБ 99/2010 содержатся требования к обеспечению радиационной безопасности при обращении с источниками излучения (лицензирование, выдача санитарно-эпидемиологических заключений, инструктаж и обучение персонала и др.) в штатном режиме работы радиационных объектов. Однако в реальных производственных условиях, когда, как правило, исходя из экономических соображений планируется либо переход на сырьё с худшими радиационными характеристиками, либо реконструкция производственных помещений, либо изменение технологии, что может приводить к ухудшению радиационной обстановки. Для обеспечения радиационной безопасности в подобных условиях Методическими указаниями МУ 2.6.1.15-06 устанавливается порядок принятия решения о целесообразности и/или возможности реализации планируемых мероприятий, способных привести к ухудшению радиационной обстановки, на основании разработанных гигиенических критериев.

Для придания требований, содержащихся в МУ 2.6.1.15-06, статуса обязательных, предлагается дополнить раздел 3.4. ОСПОРБ 99/2010 следующими пунктами:

3.4.15. При любом планируемом мероприятии, которое может привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ядерного топливного цикла, следует оценивать потенциальную опасность реализации данного мероприятия для персонала и населения, исходя из принципов обоснования и оптимизации в целях обеспечения радиационной безопасности;

3.4.16. Любое планируемое мероприятие, которое может привести к ухудшению радиационной обстановки на предприятии ЯТЦ, на отдельном производственном участке или помещении, должно отвечать следующим требованиям:

- не повышать категорию потенциальной опасности предприятия;
- не повышать класс работ с открытыми ИИИ;
- не повышать класс условий труда персонала более, чем на единицу (допускается повышение класса условий труда персонала с допустимых – класс 2 до вредных

– класс 3.1; с вредных – класс 3.1 до вредных – класс 3.2), но не выше класса 3.2.».

#### **4.2.6. К вопросу о терминологии**

Из 61 термина, приведенного в справочном Приложении к НРБ 99/2009, легитимными являются 9 терминов, присутствующих в Федеральном законе «О радиационной безопасности населения». Также легитимными являются около двух десятков терминов, изложенных в других законах Российской Федерации, Постановлениях Правительства и других правовых актах. В нормативных документах органов, осуществляющих государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии, встречаются одноименные термины, трактуемые по-разному. Для единого толкования специальных терминов в области обеспечения радиационной безопасности целесообразно подготовить глоссарий, согласованный органами регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Любой правовой, нормативный и методический документ должен содержать термины, которые необходимы для однозначного понимания изложенных в нем требований и которые используются в данном документе. В этой связи предлагаем отойти от схемы практически полного дублирования терминов, принятой в НРБ и в ОСПОРБ. Считаем целесообразным термины, являющиеся сферой интересов ОСПОРБ, не приводить в НРБ.

Принятая в НРБ-99/2009 и в ОСПОРБ-99/2010 практика вынесения раздела «Термины и определения» за пределы утверждаемой Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации части документа, придает терминам и определениям рекомендательный характер. Данное обстоятельство приводит к «размножению» всевозможных вариантов одних и тех же терминов в различных документах, зачастую искажающих их смысл, к определенной путанице и затруднениям восприятия документов. Данная проблема может решена в случае придания терминологии к НРБ и ОСПОРБ статуса обязательной составляющей данных документов.

## БИБЛИОГРАФИЯ

1. Симаков А.В., Абрамов Ю.В., Проскуракова Н.Л. Гигиенические аспекты специальной оценки условий труда при работе с ИИИ // Медицинская радиология и радиационная безопасность 2022, т. 67, № 4, с. 19-23;
2. Симаков А.В., Абрамов Ю.В., Проскуракова Н.Л., Алферова Т.М. Гигиенические критерии оценки радиационной обстановки при изменении технологии на предприятии ядерного топливного цикла // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2023 г. Т. 68. № 3. с 11 – 15;
3. В.В. Уйба, М.К. Сневе, А.С. Самойлов, Н.К. Шандала, А.В. Симаков, С.М. Киселев и др. «Регулирование обращения с отработавшим ядерным топливом на пункте временного хранения в Губе Андреева на Кольском полуострове» // Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2017, том 62, № 4, с. 12-16;
4. Симаков А.В., Абрамов Ю.В., Сневе М.К., Проскуракова Н.Л. и др. «Progress with the Regulation of Radiation Safety during Recovery and Removal of Spent Nuclear Fuel from the Site for Temporary Storage at Andreeva Bay on the Kola Peninsula» // Journal of Radiological Protection , 2023, Volume 43, № 3;
5. Radiation protection-65 “Principles and Methods for Establishing Concentration and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive” (Doc. XI-028/93). Commission of the European Communities.
6. Симаков А.В., Абрамов Ю.В., Проскуракова Н.Л. Радиационно-гигиенические аспекты управления безопасностью персонала // «Гигиена и санитария», 2017, т. 96, № 9, с. 878-882;
7. Симаков А.В., Абрамов Ю.В., Проскуракова Н.Л., Исаев О.В., Алферова Т.М. Методические подходы к установлению КУ параметров радиационной обстановки и доз облучения персонала // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2021, т. 66, № 1, с. 20-24;
8. Симаков А.В., Абрамов Ю.В. К разработке новых редакций Норм радиационной безопасности и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2019, т. 64, № 5, с. 15–19;
9. Шинкарев С.М., Кочетков О.А., Клочков В.Н., Барчуков В.Г. К дискуссии о внесении изменений в Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения». Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2020. Том 65. № 3. С. 77–78.
10. Кочетков О.А., Клочков В.Н., Удалов Ю.Д., Барчуков В.Г., Наркевич Б.Я., Панфилов А.П., Симаков А.В., Шандала Н.К., Шинкарев С.М. Радиационная безопасность. Персонал. Население. Пациенты // М., 2025 г. ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна, 264 с.;
11. Симаков А.В., Клочков В.Н., Абрамов Ю.В. Обоснование предложений к новым нормам радиационной безопасности // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2023 г. Т., 68. № 4, с 20-23.

**Участие авторов в разработке нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования**

Документ	Научный руководитель	Ответственный исполнитель	Соисполнитель
<b>Нормативные документы</b>			
НРБ-99/2009			Симаков А.В.
ОСПОРБ-99/2010			Симаков А.В., Абрамов Ю.В.
СанПин 2.6.1-48-01 (СП ВЭ ПР -01)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
СанПиН 2.6.1.07-03 (СПП ПУАП-03)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
СанПиН 2.6.1.24-03 (СП АС-03)		Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.
СанПин 2.6.1. 08 – 03 (СП ВОУ – 03)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
СанПиН 2.6.1.34-03 (СП ТВЭЛ-03)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
СанПин 2.6.1.23-03 (СП-ИР-02)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
СП 2.6.1.2216-07 (СП СЗЗ и ЗН)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
СП 2.6.1.2205-07 (СП ВЭ БАС-07)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
<b>Проекты нормативных документов</b>			
СП ОТИИ-XXX, актуализированная версия СПП ПУАП-03	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
СП СЗЗ и ЗН-XXX, актуализированная версия СП СЗЗ и ЗН-07	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.
СП ТК ТВЭЛ-XXX, актуализированная версия СП ТВЭЛ-03	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.
СП ВЭ БАС-XXX, актуализированная версия СП ВЭ БАС-07	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
<b>Методические документы</b>			
Методические документы по адаптации радиационного контроля на предприятиях ЯТЦ к требованиям НРБ-99			
МУ 2.6.1.21-02 (РК РЗ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.1.22-02 (РК ЗРИ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.1.24 – 02 (РК РХЗ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.1.23 – 02 (РК СЗ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.1.16-03 (РК ТВЭЛ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.1. 01-03 (РК ЧМЗ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	

*Приложение (продолжение)*

**Участие авторов в разработке нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования**

<b>Документ</b>	<b>Научный руководитель</b>	<b>Ответственный исполнитель</b>	<b>Соисполнитель</b>
<b>Методические документы по обеспечению радиационной безопасности</b>			
Р 2.2. /2.6.1. 1195 – 03 (аттестация раб. мест)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.1. 45 – 04 (СЗЗ НЗХК)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
Р 2.6.1. 10 – 04 (У ЯОК)		Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.
Р 2.6.1.20 – 05 (ХМЗ Зоны)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.1. 2005 – 05 (Категории)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.1. 15-06 (критерии)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
Р 2.6.1. 29 – 07 (СевРАО)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.1.10 – 07 (хвосты-НЗХК)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.1.11 – 07 (кл. работ ЧМЗ)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.1.044 -08 (кл. работ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
Р 2.6.1. 028–2011 (ХДМ)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
Р 2.6.1.029-2011 (УВИ)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.5. 050 - 11 (металл)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.5. 066-12 (хвосты)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.5. 063 – 12 (РУ ТВЭЛ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
МУ 2.6.5. 035 – 13 (ВЭ корпус Б)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
МУ 2.6.5. 013 – 14 (ВЭ У-5)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	
Р 2.6.5. 014 – 14 (РАО)		Абрамов Ю.В. Симаков А.В.	
Р 2.6.5. 083-2015 (Р Блок)	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
МУ 2.6.6. 049 – 2015 (Даль-РАО)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	
Р 2.6.5.026 – 15 (реабилитация)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.
Р 2.6.5.064 – 16 (АТО)	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
Р 2.6.5.042–2019 (НК ЯЭУ)	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
МУ 2.6.5.043 – 2019 (РК-утилизация)	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.
МУ 2.6.5.044 – 2020 (хранение)	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
Р ФМБА 2.6.5. 001-2024 (КУ)	Абрамов Ю.В.	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.
Р 2.6.5. 07–2019 (СОУТ) актуализированная версия Р 2.2. /2.6.1. 1195 - 03	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
МУ 2.6.5. 08–2019 актуализированная версия МУ 2.6.1. 2005 – 05	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.

*Приложение (окончание)*

**Участие авторов в разработке нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования**

<b>Документ</b>	<b>Научный руководитель</b>	<b>Ответственный исполнитель</b>	<b>Соисполнитель</b>
<b>Методические документы по обеспечению радиационной безопасности</b>			
Р 2.6.5.045 – 2019 актуализированная версия Р 2.6.1. 29 – 07	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.
МУ 2.6.5. 0017 - 2025 актуализированная версия МУ 2.6.1.044-08 (Кл. работ)	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.	Симаков А.В.
<b>Проекты методических документов по обеспечению радиационной безопасности</b>			
МУ 2.6.5. XXX актуализированная версия МУ 2.6.1. 15-06	Симаков А.В.	Проскурякова Н.Л.	Абрамов Ю.В.
Р 2.6.5. XXX актуализированная версия Р–2.6.1.028–2011	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	Проскурякова Н.Л.
Р 2.6.5. XXX актуализированная версия Р 2.6.1.029-2011	Симаков А.В.	Абрамов Ю.В.	

Формат 60x90/8, Объем: 11.75 п.л.,  
Бумага 80 г/м<sup>2</sup> офсетная, Гарнитура Times New Roman,  
Тираж 1000 экз., Заказ № 433-2026-н

Отпечатано в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России  
123098, г. Москва, ул. Живописная, д. 46  
тел.: 8 (499) 190-94-09, 190-93-90  
rcdm@mail.ru, lochin59@mail.ru  
www.fmbafmbc.ru

