

Нормы МАГАТЭ по безопасности

для защиты людей и охраны окружающей среды

Аспекты радиационной защиты при проектировании атомных электростанций

Руководство по безопасности
№ NS-G-1.13



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ
ЗАЩИТЫ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ
АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

АВСТРАЛИЯ	ЙЕМЕН	ПЕРУ
АВСТРИЯ	КАЗАХСТАН	ПОЛЬША
АЗЕРБАЙДЖАН	КАМЕРУН	ПОРТУГАЛИЯ
АЛБАНИЯ	КАНАДА	РЕСПУБЛИКА МОЛДОВА
АЛЖИР	КАТАР	РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ
АНГОЛА	КЕНИЯ	РУМЫНИЯ
АРГЕНТИНА	КИПР	САЛЬВАДОР
АРМЕНИЯ	КИТАЙ	САУДОВСКАЯ АРАВИЯ
АФГАНИСТАН	КОЛУМБИЯ	СЕЙШЕЛЬСКИЕ ОСТРОВА
БАНГЛАДЕШ	КОРЕЯ, РЕСПУБЛИКА	СВЯТЕЙШИЙ ПРЕСТОЛ
БЕЛАРУСЬ	КОСТА-РИКА	СЕНЕГАЛ
БЕЛЬГИЯ	КОТ-Д'ИВУАР	СЕРБИЯ
БЕЛИЗ	КУБА	СИНГАПУР
БЕНИН	КУВЕЙТ	СИРИЙСКАЯ АРАБСКАЯ РЕСПУБЛИКА
БОЛГАРИЯ	КЫРГЫЗСТАН	СЛОВАКИЯ
БОЛИВИЯ	ЛАТВИЯ	СЛОВЕНИЯ
БОСНИЯ И ГЕРЦЕГОВИНА	ЛИБЕРИЯ	СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО ВЕЛИКОБРИТАНИИ И СЕВЕРНОЙ ИРЛАНДИИ
БОТСВАНА	ЛИВАН	СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ
БРАЗИЛИЯ	ЛИВИЙСКАЯ АРАБСКАЯ ДЖАМАХИРИЯ	СУДАН
БУРКИНА-ФАСО	ЛИТВА	СЬЕРРА-ЛЕОНЕ
БЫВШАЯ ЮГОСЛ. РЕСП. МАКЕДОНИЯ	ЛИХТЕНШТЕЙН	ТАДЖИКИСТАН
ВЕНГРИЯ	ЛЮКСЕМБУРГ	ТАИЛАНД
ВЕНЕСУЭЛА	МАВРИКИЙ	ТУНИС
ВЬЕТНАМ	МАВРИТАНИЯ	ТУРЦИЯ
ГАБОН	МАДАГАСКАР	УГАНДА
ГАИТИ	МАЛАВИ	УЗБЕКИСТАН
ГАНА	МАЛАЙЗИЯ	УКРАИНА
ГВАТЕМАЛА	МАЛИ	УРУГВАЙ
ГЕРМАНИЯ	МАЛЬТА	ФИЛИППИНЫ
ГОНДУРАС	МАРОККО	ФИНЛЯНДИЯ
ГРЕЦИЯ	МАРШАЛЛОВЫ ОСТРОВА	ФРАНЦИЯ
ГРУЗИЯ	МЕКСИКА	ХОРВАТИЯ
ДАНИЯ	МОНАКО	ЦЕНТРАЛЬНОАФРИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА КОНГО	МОНГОЛИЯ	ЧАД
ДОМИНИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА	МОЗАМБИК	ЧЕРНОГОРИЯ
ЕГИПЕТ	МЬЯНМА	ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ЗАМБИЯ	НАМИБИЯ	ЧИЛИ
ЗИМБАБВЕ	НИГЕР	ШВЕЙЦАРИЯ
ИЗРАИЛЬ	НИГЕРИЯ	ШВЕЦИЯ
ИНДИЯ	НИДЕРЛАНДЫ	ШРИ-ЛАНКА
ИНДОНЕЗИЯ	НИКАРАГУА	ЭКВАДОР
ИОРДАНИЯ	НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ	ЭРИТРЕЯ
ИРАК	НОРВЕГИЯ	ЭСТОНИЯ
ИРАН, ИСЛАМСКАЯ РЕСПУБЛИКА	ОБЪЕДИНЕННАЯ РЕСПУБЛИКА ТАНЗАНИЯ	ЭФИОПИЯ
ИРЛАНДИЯ	ОБЪЕДИНЕННЫЕ АРАБСКИЕ ЭМИРАТЫ	ЮЖНАЯ АФРИКА
ИСЛАНДИЯ	ПАКИСТАН	ЯМАЙКА
ИСПАНИЯ	ПАЛАУ	ЯПОНИЯ
ИТАЛИЯ	ПАНАМА	
	ПАРАГВАЙ	

Устав Агентства был утвержден 23 октября 1956 года на Конференции по выработке Устава МАГАТЭ, которая состоялась в Центральных учреждениях Организации Объединенных Наций в Нью-Йорке. Устав вступил в силу 29 июля 1957 года. Центральные учреждения Агентства находятся в Вене. Главной целью Агентства является достижение “более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире”.

СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ, № NS-G-1.13

АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 2008 ГОД

ПРЕДИСЛОВИЕ

Мохамед ЭльБарадей
Генеральный директор

Устав МАГАТЭ уполномочивает Агентство устанавливать нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасности для жизни и имущества – нормы, которые МАГАТЭ должно использовать в своей собственной работе и которые государства могут применять посредством их включения в свои регулирующие положения в области ядерной и радиационной безопасности. Всеобъемлющий свод регулярно пересматриваемых норм безопасности наряду с помощью МАГАТЭ в их применении стал ключевым элементом глобального режима безопасности.

В середине 1990-х годов было начато осуществление существенного пересмотра программы норм безопасности МАГАТЭ, была введена пересмотренная структура комитета по надзору и принят системный подход к обновлению всего свода норм. В результате этого новые нормы отвечают наивысшим требованиям и воплощают наилучшую практику в государствах-членах. С помощью Комиссии по нормам безопасности МАГАТЭ проводит работу с целью содействия глобальному признанию и использованию своих норм безопасности.

Однако нормы безопасности эффективны лишь тогда, когда они правильно применяются на практике. Услуги, оказываемые МАГАТЭ в области обеспечения безопасности, которые касаются вопросов инженерной безопасности, эксплуатационной безопасности, радиационной безопасности, безопасности перевозки и безопасности отходов, а также вопросов регулирования и культуры безопасности в организациях, помогают государствам-членам применять эти нормы и оценивать их эффективность. Эти услуги в области обеспечения безопасности позволяют осуществлять обмен ценной информацией, и я продолжаю призывать все государства-члены пользоваться ими.

Ответственность за деятельность по регулированию ядерной и радиационной безопасности возлагается на страны, и многие государства-члены принимают решение применять нормы безопасности МАГАТЭ в своих национальных регулирующих положениях. Для договаривающихся сторон различных международных конвенций по безопасности нормы МАГАТЭ являются согласованным и надежным средством обеспечения эффективного выполнения обязательств, вытекающих из этих конвенций. Указанные нормы применяются также проектировщиками, изготовителями оборудования и операторами во всем мире в целях повышения

ядерной и радиационной безопасности в энергетике, медицине, промышленности, сельском хозяйстве, научных исследованиях и образовании.

МАГАТЭ серьезно относится к долгосрочной задаче, стоящей перед всеми пользователями и регулирующими органами, - обеспечивать высокий уровень безопасности при использовании ядерных материалов и источников излучения во всем мире. Их непрерывное использование на благо человечества должно осуществляться безопасным образом, и нормы безопасности МАГАТЭ предназначены для содействия достижению этой цели.

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПОСРЕДСТВОМ МЕЖДУНАРОДНЫХ НОРМ

Хотя обеспечение безопасности является национальной ответственностью, международные нормы и подходы к обеспечению безопасности содействуют достижению общей согласованности, помогают обеспечивать уверенность в том, что ядерные и радиационные технологии используются безопасно, а также способствуют международному техническому сотрудничеству и торговле.

Указанные нормы обеспечивают также государствам поддержку в выполнении международных обязательств. Общее международное обязательство - это то, что государство не должно осуществлять деятельность, причиняющую ущерб в другом государстве. Более конкретные обязательства, возлагаемые на договаривающиеся государства, содержатся в международных конвенциях по вопросам безопасности. Согласованные на международном уровне нормы безопасности МАГАТЭ обеспечивают государствам основу для подтверждения того, что они выполняют эти обязательства.

НОРМЫ МАГАТЭ

Нормы безопасности МАГАТЭ закреплены в Уставе МАГАТЭ, который уполномочивает Агентство устанавливать нормы безопасности для ядерных и радиационных установок и деятельности и обеспечивать применение этих норм.

Нормы безопасности отражают международный консенсус в отношении того, что составляет высокий уровень безопасности для защиты людей и охраны окружающей среды.

Они выпускаются в Серии норм безопасности МАГАТЭ, подразделенной на три категории:

Основы безопасности

- Содержат цели, концепции и принципы обеспечения защиты и безопасности и служат основой для требований безопасности.

Требования безопасности

- Устанавливают требования, которые должны выполняться в целях обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды в настоящее время и в будущем. Эти требования, для выражения которых применяется

УВЕДОМЛЕНИЕ ОБ АВТОРСКОМ ПРАВЕ

Все научные и технические публикации МАГАТЭ защищены в соответствии с положениями Всемирной конвенции об авторском праве в том виде, как она была принята в 1952 году (Берн) и пересмотрена в 1972 году (Париж). Впоследствии авторские права были распространены Всемирной организацией интеллектуальной собственности (Женева) также на интеллектуальную собственность в электронной и виртуальной форме. Для полного или частичного использования текстов, содержащихся в печатных или электронных публикациях МАГАТЭ, должно быть получено разрешение, которое обычно является предметом соглашений о роялти. Предложения о некоммерческом воспроизведении и переводе приветствуются и рассматриваются в каждом отдельном случае. Вопросы следует направлять в Издательскую секцию МАГАТЭ по адресу:

Группа продажи и рекламы
Издательская секция
Международное агентство по атомной энергии
Wagramer Strasse 5
P.O. Box 100
1400 Vienna, Austria
факс: +43 1 2600 29302
тел.: +43 1 2600 22417
эл. почта: sales.publications@iaea.org
веб-сайт: <http://www.iaea.org/books>

© МАГАТЭ, 2008
Напечатано МАГАТЭ в Австрии
Май 2008

АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ
ЗАЩИТЫ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ
АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ
МАГАТЭ, ВЕНА, 2008
STI/PUB/1233
ISBN 978-92-0-404908-4
ISSN 1020-5845

формулировка “должен, должна, должно, должны”, определяются целями, концепциями и принципами, изложенными в Основах безопасности. Если они не выполняются, то должны приниматься меры для достижения или восстановления требуемого уровня безопасности. В Требованиях безопасности используется язык нормативных документов, что позволяет включать их в национальные законы и регулирующие положения.

Руководства по безопасности

- Содержат рекомендации и руководящие материалы по соблюдению Требований безопасности. Рекомендации в Руководствах по безопасности формулируются с применением глагола “следует”. Рекомендуется принимать указанные в них меры или эквивалентные альтернативные меры. В Руководствах по безопасности представлена международная образцовая практика, и они во все большей степени отражают наилучшую практику с целью помочь пользователям достичь высоких уровней безопасности. Каждую публикацию по Требованиям безопасности дополняет ряд Руководств по безопасности, которые могут использоваться при разработке национальных регулирующих руководств.

Нормы безопасности МАГАТЭ необходимо дополнять промышленными стандартами, и для достижения их полной эффективности они должны применяться в рамках соответствующих национальных регулирующих инфраструктур. МАГАТЭ выпускает широкий круг технических публикаций для помощи государствам в разработке этих государственных стандартов и в развитии соответствующих инфраструктур.

ОСНОВНЫЕ ПОЛЬЗОВАТЕЛИ НОРМ

Помимо регулирующих органов и правительственных учреждений, органов и организаций, эти нормы используют компетентные органы и эксплуатирующие организации ядерной отрасли, организации, которые проектируют, изготавливают и применяют ядерное и радиационное технологическое оборудование, в том числе организации, эксплуатирующие установки различных типов, пользователи и другие лица, работающие с излучениями и радиоактивными материалами в сфере медицины, промышленности, сельского хозяйства, научных исследований и образования, а также инженеры, ученые, техники и другие специалисты. Эти нормы используются МАГАТЭ в проводимых им рассмотрении безопасности и для разработки образовательных и учебных курсов.

ПРОЦЕСС РАЗРАБОТКИ НОРМ

Подготовкой и рассмотрением норм безопасности занимаются Секретариат МАГАТЭ и четыре комитета по нормам безопасности в таких областях, как ядерная безопасность (НУССК), радиационная безопасность (РАССК), безопасность радиоактивных отходов (ВАССК) и безопасная перевозка радиоактивных материалов (ТРАНССК), а также Комиссия по нормам безопасности (КНБ), которая осуществляет надзор за всей программой по нормам безопасности. Все государства - члены МАГАТЭ могут назначать экспертов в комитеты по нормам безопасности и представлять замечания по проектам норм. Члены КНБ назначаются Генеральным директором, и в ее состав входят старшие правительственные должностные лица, несущие ответственность за установление национальных норм.

Одобренные Комиссией проекты Основ безопасности и Требований безопасности представляются Совету управляющих МАГАТЭ для утверждения их опубликования. Руководства по безопасности публикуются после утверждения Генеральным директором.

Благодаря такому процессу нормы отражают согласованное мнение государств - членов МАГАТЭ. При разработке норм принимаются во внимание выводы Научного комитета ООН по действию атомной радиации (НКДАР ООН) и рекомендации международных экспертных органов, в частности, Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ). Некоторые нормы разрабатываются в сотрудничестве с другими органами системы Организации Объединенных Наций или другими специализированными учреждениями, включая Продовольственную и сельскохозяйственную организацию Объединенных Наций, Международную организацию труда, Агентство по ядерной энергии ОЭСР, Панамериканскую организацию здравоохранения и Всемирную организацию здравоохранения.

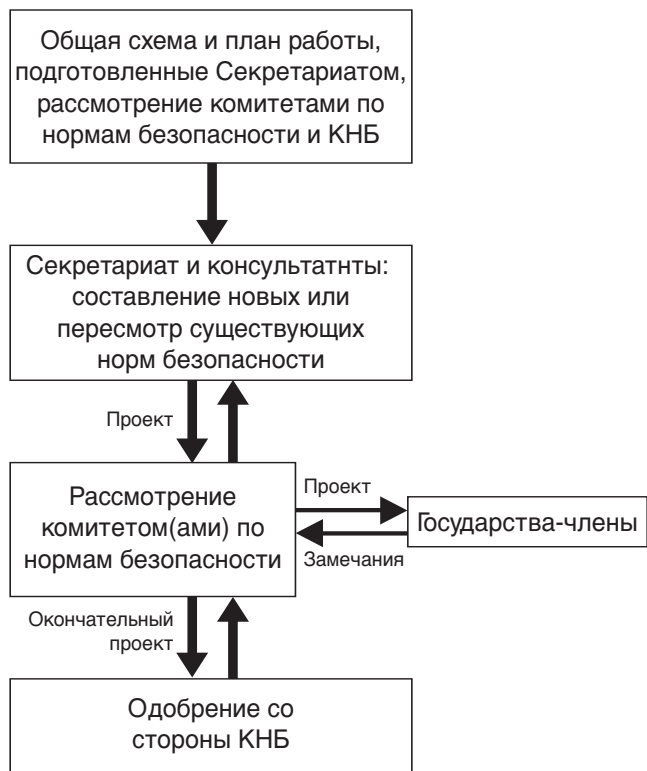
Нормы безопасности постоянно обновляются: через пять лет после публикации они рассматриваются вновь, с тем чтобы определить необходимость пересмотра.

ПРИМЕНЕНИЕ И СФЕРА ДЕЙСТВИЯ НОРМ

Согласно Уставу МАГАТЭ нормы безопасности являются обязательными для МАГАТЭ применительно к его собственной работе и для государств в отношении операций, в которых МАГАТЭ оказывает помощь. Любое государство, желающее вступить в соглашение с МАГАТЭ, касающееся любой формы помощи, оказываемой Агентством, должно выполнять требования норм безопасности, которые относятся к деятельности, охватываемой соглашением.

Международные конвенции также содержат требования, аналогичные требованиям, которые изложены в нормах безопасности, и делают их обязательными для договаривающихся сторон. Основы безопасности использовались в качестве базового материала при разработке Конвенции о ядерной безопасности и Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Требования безопасности по готовности и реагированию в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации отражают обязательства, возлагаемые на государства в соответствии с Конвенцией об оперативном оповещении о ядерной аварии и Конвенцией о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации.

Нормы безопасности при их включении в национальное законодательство и национальные регулирующие положения вместе с международными конвенциями и детальными национальными требованиями устанавливают



Процесс разработки новых норм безопасности или пересмотра существующих норм.

основу для защиты людей и охраны окружающей среды. Однако существуют также конкретные вопросы безопасности, которые необходимо оценивать по отдельности на национальном уровне. Например, многие нормы безопасности, особенно те из них, которые посвящены вопросам планирования или разработки мер по обеспечению безопасности, предназначаются прежде всего для применения к новым установкам и видам деятельности. Требования и рекомендации, изложенные в нормах безопасности МАГАТЭ, не могут полностью соблюдаться на некоторых установках, построенных в соответствии с принятыми ранее нормами. Вопрос о том, как нормы безопасности должны применяться на таких установках, решают сами государства.

ТОЛКОВАНИЕ ТЕКСТА

В нормах безопасности для требований, обязанностей и обязательств, устанавливаемых на основе международного консенсуса, используется формулировка “должен, должна, должно, должны”. Многие требования не адресуются конкретной стороне, однако при этом подразумевается, что соответствующая сторона или соответствующие стороны будут отвечать за их выполнение. В рекомендациях используется формулировка “следует”, указывающая на международный консенсус в отношении необходимости принятия рекомендуемых (или эквивалентных альтернативных) мер с целью выполнения требований.

Относящиеся к безопасности термины должны толковаться в соответствии с определениями, данными в глоссарии МАГАТЭ по безопасности (<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>). Во всех остальных случаях слова используются с написанием и значением, приведенными в последнем издании Краткого оксфордского словаря английского языка. Для руководств по безопасности официальным текстом является английский вариант.

Общие сведения и соответствующий контекст норм в Серии норм безопасности, а также их цель, область применения и структура приводятся в разделе 1 «Введение» каждой публикации.

Материал, который нецелесообразно включать в основной текст (т.е. материал, который является вспомогательным или отдельным от основного текста, дополняет формулировки основного текста или описывает методы расчетов, процедуры экспериментов или пределы и условия), может быть представлен в дополнениях или приложениях.

Дополнение, если оно включено, рассматривается в качестве неотъемлемой части норм. Материал в дополнении имеет тот же статус, что и

основной текст, и МАГАТЭ берет на себя авторство в отношении такого материала. Приложения и сноски к основному тексту, если они включены, используются для предоставления практических примеров или дополнительной информации или пояснений. Приложение не является неотъемлемой частью основного текста. Материал в приложениях, опубликованный МАГАТЭ, не обязательно выпускается в качестве его авторского материала; в приложениях может быть представлен материал, опубликованный в нормах, имеющих другое авторство. Посторонний материал в приложениях по мере необходимости публикуется в виде выдержек и адаптируется, с тем чтобы в целом быть полезным.

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ.....	1
	Общие положения (1.1–1.5).....	1
	Цель (1.6).....	2
	Область применения (1.7–1.10).....	2
	Структура (1.11–1.12).....	3
2.	ЦЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ, ОГРАНИЧЕНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ДОЗ.....	4
	Цели безопасности (2.1).....	4
	Разрешенные пределы доз и граничные значения доз для эксплуатационных состояний и при снятии с эксплуатации (2.2–2.3).....	5
	Применение принципа оптимизации (2.4–2.6).....	6
	Проектные цели для эксплуатационных состояний (2.7–2.9).....	7
	Проектные цели для аварий (2.10–2.11).....	8
3.	АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ.....	9
	Источники излучения (3.1–3.3).....	9
	Принципы проектирования в отношении эксплуатационных состояний и вывода из эксплуатации (3.4–3.28).....	10
	Принципы проектирования для аварийных состояний (3.29–3.33)...	22
4.	ЗАЩИТА ПЕРСОНАЛА ПЛОЩАДКИ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЯХ И ВО ВРЕМЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ.....	23
	Цели (4.1).....	23
	Контроль источников излучения (4.2–4.10).....	24
	Компоновка атомной электростанции (4.11–4.24).....	27
	Проектирование систем (4.25–4.33).....	31
	Проектирование узлов (4.34–4.39).....	32
	Дистанционные методы выполнения работ (4.40–4.41).....	33
	Дезактивация (4.42–4.52).....	34
	Защита (4.53–4.67).....	35

Вентиляция (4.68–4.74)	38
Системы переработки радиоактивных отходов (4.75–4.78)	40
Хранение радиоактивных отходов на атомной электростанции (4.79–4.87)	41
5. ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ ВО ВРЕМЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ.	43
Критерии выбросов (5.1–5.3).	43
Уменьшение источников радиоактивного излучения (5.4)	44
Системы очистки выбросов (5.5–5.14)	44
Защита от излучения (5.15)	47
6. РУКОВОДСТВО ПО ОЦЕНКЕ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ И ВЫВОДЕ ЕЁ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ.	48
Цели (6.1–6.2)	48
Категории источников излучения (6.3–6.4)	48
Источники излучения и его распространение: особенности проектирования защиты (6.5–6.13)	49
Источники, для которых защита практически неосуществима (6.14)	52
Источники, вносящие доминирующий вклад в дозы при выводе из эксплуатации и в объемы отходов (6.15–6.18)	52
Особые опасности (6.19–6.20)	53
Источники, вносящие важный вклад в дозы представителей населения (6.21–6.23)	54
7. КОНТРОЛЬ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ И ВО ВРЕМЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ	54
Общие положения (7.1–7.10)	54
Системы дозиметрии местности в пределах атомной электростанции (7.11–7.16)	57
Контроль выбросов (7.17–7.19)	59
8. РАДИАЦИОННЫЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ (8.1–8.7)	59

9.	ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ (9.1–9.2)	61
10.	ЗАЩИТА ПЕРСОНАЛА ПЛОЩАДКИ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ (10.1–10.11)	63
11.	ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ (11.1–11.9)	66
12.	РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ И КОНТРОЛЬ ЗАГРЯЗНЕНИЙ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ (12.1–12.10)	69
	СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ	73
	ПРИЛОЖЕНИЕ I: ПРИМЕНЕНИЕ ПРИНЦИПА ОПТИМИЗАЦИИ	77
	ПРИЛОЖЕНИЕ II: ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ ВО ВРЕМЯ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ	80
	ПРИЛОЖЕНИЕ III: ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ	97
	ПРИЛОЖЕНИЕ IV: ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РАДИОАКТИВНОГО ВЫБРОСА ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ	111
	ПРИЛОЖЕНИЕ V: ПРИМЕРЫ ЗОНИРОВАНИЯ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ПРОЕКТИРОВАНИЯ	119
	ГЛОССАРИЙ	121
	СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	127
	ОРГАНЫ, УЧАСТВУЮЩИЕ В ОДОБРЕНИИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ	129

1. ВВЕДЕНИЕ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

1.1. Настоящее Руководство по безопасности было подготовлено в рамках программы МАГАТЭ по нормам безопасности для атомных электростанций.

1.2. Это Руководство по безопасности включает в себя рекомендации по соблюдению требований, установленные в пунктах 4.9–4.13, 5.61, 6.32, 6.87, 6.92–6.94 и 6.99–6.106 документа Серии норм безопасности МАГАТЭ "Безопасность атомных электростанций: проектирование" [1]. Данный документ рассматривает те условия, которые необходимо соблюдать при проектировании атомных электростанций, чтобы предохранить персонал площадки, население и окружающую среду от радиологических опасностей при эксплуатационных состояниях, при снятии с эксплуатации и в аварийных ситуациях.

1.3. Рекомендации по радиационной защите, приведенные в этом Руководстве по безопасности, соответствуют положениям Международных основных норм безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения [2], которые были совместно подготовлены Продовольственной и сельскохозяйственной организацией Объединенных Наций (ФАО), МАГАТЭ, Международной организацией труда (МОТ), Агентством по ядерной энергии ОЭСР (OECD/NEA), Панамериканской организацией здравоохранения и Всемирная организация здравоохранения (ВОЗ).

1.4. Это Руководство по безопасности заменяет собой документ Серии норм безопасности № 50-SG-D9 "Вопросы радиационной защиты в проектах атомных электростанций", изданный в 1985 году.

1.5. Эффективная радиационная защита – это сочетание хорошего проекта, высокого качества конструкций и правильной эксплуатации. Процедуры, раскрывающие различные аспекты радиационной защиты при эксплуатации, освещены в Руководстве МАГАТЭ по безопасности "Радиационная защита и обращение с радиоактивными отходами при эксплуатации атомных электростанций" [3].

ЦЕЛЬ

1.6. Цель этого Руководства по безопасности – дать рекомендации по обеспечению радиационной защиты при 1) проектировании новых атомных электростанций, 2) внесении изменений в проекты находящихся в эксплуатации атомных электростанций и 3) при проведении обследования безопасности эксплуатируемых атомных электростанций. Эти рекомендации даны для того, чтобы оказать помощь в выполнении требований, установленных в документе [1], в соответствии с которыми первая из трех фундаментальных целей безопасности состоит в том, чтобы защитить людей, общество и окружающую среду от вреда, создавая и сохраняя в надлежащем состоянии на ядерных установках эффективные меры защиты против радиационной опасности. Это Руководство по безопасности предназначено для использования регулирующими органами¹ и персоналом эксплуатирующих организаций и подрядных организаций, включая эксплуатационный персонал атомных электростанций, который принимает участие в планировании, управлении и выполнении проектов атомных электростанций и их модернизации. Это Руководство по безопасности может также использоваться для проведения обследования безопасности эксплуатируемых атомных электростанций.

ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

1.7. Это Руководство по безопасности:

- 1) описывает соответствующие требования системы ограничения и оптимизации дозы как основы мер по радиационной защите, осуществляемые при проектировании атомных электростанций;
- 2) описывает меры, которые должны предприниматься в проекте для радиационной защиты персонала станции и населения;

¹ В данной публикации термин "регулирующий орган" использован для обозначения органа власти или системы органов власти, назначенных правительством государства – члена МАГАТЭ в качестве законного органа власти для осуществления процесса регулирования, включая выдачу разрешений, регулируя таким образом ядерную и радиационную безопасность и безопасность при обращении с радиоактивными отходами и при перевозке радиоактивных материалов. В более ранних документах Серии норм безопасности использовался термин "регулирующий орган власти".

- 3) кратко описывает методы, которые используются для вычисления уровней излучения на площадке станции и за её пределами и для подтверждения того, что в проект заложен адекватный уровень радиационной защиты;
- 4) описывает в дополнениях важные источники излучения и радиоактивного загрязнения, в отношении которых проект должен обеспечивать защиту персонала площадки, населения и окружающей среды.

1.8. В приложение к мерам, которые должны защищать персонал площадки и население в то время, когда атомная электростанция находится в эксплуатационном состоянии или во время вывода из эксплуатации, это Руководство по безопасности также рассматривает аварийные условия, включая тяжелые аварии².

1.9. Хотя большинство новых проектов атомных электростанций рассчитано на реакторы с водным теплоносителем, это Руководство по безопасности также учитывает и наличие других типов ядерных реакторов, находящихся в эксплуатации, а также рассматривает вопросы проектирования, связанные с модернизацией существующих атомных электростанций и снятием их с эксплуатации.

1.10. Данное Руководство по безопасности рассматривает вопросы радиационной защиты при обращении с радиоактивными отходами, их переработке и хранении. Руководство конкретно не рассматривает аспекты безопасности при переработке радиоактивных отходов в отношении формы или качества отходов применительно к их долговременному хранению или захоронению. Эти аспекты рассматриваются во многих других документах Серии норм безопасности МАГАТЭ [4–6].

СТРУКТУРА

1.11. Раздел 2 Руководства по безопасности выдвигает соответствующие требования, такие как требования в отношении пределов дозы, применения принципа оптимизации защиты и установления целей проекта. Проектные подходы для эксплуатационных состояний, снятия с эксплуатации и аварийных условий описаны в Разделе 3, в то время как Разделе 4 рассматриваются

² Это Руководство по безопасности не рассматривает проектные меры, которые необходимы для снижения вероятности возникновения и для предотвращения аварий. Эти аспекты рассматривают в документе "Безопасность атомных электростанций: проектирование" [1] и в других Руководствах по безопасности.

особенности проекта, которые обеспечивают защиту персонал площадки в эксплуатационных состояниях и при снятии с эксплуатации. Раздел 5 описывает критерии определения сбросов, сокращение источников радиоактивных материалов и системы защиты населения в эксплуатационных состояниях и при снятии с эксплуатации. Разделы 6 и 7 дают представление об определении мощности дозы облучения и о контроле для целей радиационной защиты в тех же самых условиях. Руководство по радиационному контролю технологических процессов и на вспомогательных установках дано в Разделах 8 и 9. Раздел 10 описывает принципы проектирования, направленные на обеспечение защиты персонала на площадке от излучения, которое может иметь место в аварийных условиях, а Раздел 11 описывает радиационную защиту населения в случае аварии. В Разделе 12 приведено руководство по системе радиационного контроля в аварийных условиях.

1.12. Приложения I–III предоставляют информацию об источниках излучения во время нормальной эксплуатации и при снятии с эксплуатации, а Приложение IV описывает определение характеристик радиоактивных выбросов в эксплуатационных состояниях и при снятии с эксплуатации. В Приложении V даны примеры зонирования, которые могут быть использованы для проектирования.

2. ЦЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ, ОГРАНИЧЕНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ДОЗ

ЦЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ

2.1. В соответствии с принципами радиационной защиты, в проекте необходимо обеспечить условия для соответствия Цели радиационной защиты, как это определено в пункте 2.4 документа Серии норм безопасности МАГАТЭ "Безопасность атомных электростанций: проектирование" [1]:

"обеспечить, что дозы облучения во всех эксплуатационных состояниях на установке или в результате любого запланированного выброса радиоактивных материалов с установки поддерживались ниже предписанных пределов и на разумно достижимом низком уровне, а также обеспечить смягчение радиологических последствий любых аварий".

Более того, в проекте необходимо обеспечить условия для соответствия следующей части Цели технической безопасности, как это описано в пункте 2.5 документа [1]:

"принять все разумные практически осуществимые меры... [чтобы] обеспечить высокую степень уверенности в том, что любые радиологические последствия всех возможных аварий, учитываемых в проекте установки, включая те, вероятность которых очень мала, были незначительными и находились ниже предписанных пределов...".

РАЗРЕШЕННЫЕ ПРЕДЕЛЫ ДОЗ И ГРАНИЧНЫЕ ЗНАЧЕНИЯ ДОЗ³ ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ И ПРИ СНЯТИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ

2.2. Проект атомной электростанции должен быть выполнен так, чтобы обеспечить, что разрешенные пределы доз⁴ и граничные дозы для персонала площадки и населения не будут превышены в течение указанных периодов времени (например, за месяц, за квартал или за год) при эксплуатационных состояниях (в нормальной эксплуатации и при ожидаемых эксплуатационных нарушениях) и при снятии с эксплуатации. Для выполнения требований Основных норм безопасности [2], разрешенные пределы доз и граничные значения доз не должны превышать величины пределов доз, установленных в Основных нормах безопасности. Для рабочих, которые не посещают обозначенные зоны (зону надзора и зону регулируемого посещения), разрешенные граничные дозы должны быть установлены на том же самом уровне, что и индивидуальные пределы дозы для представителей населения [7].

2.3. Разрешенные годовые граничные дозы для представителей населения применимы к средней дозе критических групп населения; то есть таких групп людей, которые достаточно однородны относительно их экспозиции для данного источника излучения и данного пути распространения облучения, и относятся к тем лицам, которые получают самую высокую дозу облучения в результате выполняемой ядерной деятельности [8]. Критическая группа может выделяться по возрастному или половому признаку [9]. Необходимо провести предэксплуатационные исследования для определения таких критических

³ Для доз внутреннего облучения, которые являются результатом ингаляционного поступления и поступления радиоактивных веществ с пищевыми продуктами, пределы дозы относятся к ожидаемой эквивалентной дозе.

⁴ Разрешенный предел дозы или граничное значение дозы – это то значение, которое было официально установлено или принято регулирующим органом.

групп и критических путей распространения облучения таких групп. Пределы выбросов для удельных радионуклидов в водных стоках и сбросных газах (например, ежегодные, ежеквартальные, ежемесячные, ежедневные – более короткие периоды позволяют использовать более высокую скорость выброса в течение коротких промежутков времени, что улучшает эксплуатационную гибкость) должны определены на основе разрешенных величин граничных доз для представителей критических групп и использованием утвержденных критические путей распространения облучения траектории экспозиции для всех соответствующих видов ядерной деятельности. Величины пределов выбросов должны обеспечивать, что максимальная индивидуальная доза облучения для критической группы не превышает граничное значение дозы.

ПРИМЕНЕНИЕ ПРИНЦИПА ОПТИМИЗАЦИИ

2.4. Для того, чтобы удерживать все дозы облучения в рамках разрешенных пределов и граничных значений доз при соблюдении принципа разумно достижимого низкого уровня доз, необходимо принимать во внимание следующие экономические и социальные факторы:

- радиоактивное облучение следует снижать посредством применения мер радиационной защиты до таких значений, после которых дальнейший рост затрат на проектирование, строительство и эксплуатацию (экономические факторы) не будет обеспечить соответствующего уменьшения радиоактивного облучения;
- такие вопросы, как уменьшение больших различий в профессиональных дозах, полученных рабочими различных категорий, которые работают в зонах регулируемого посещения, и устранение тяжелых условий работы в зонах радиационного воздействия (социальные факторы) должны приниматься во внимание при проектировании. К категориям рабочих, которые потенциально подвержены получению самых высоких доз, относится ремонтный и инспекционный персонал и персонал службы дозиметрии.

2.5. В целом оптимизация радиационной защиты подразумевает выбор из ряда защитных мер, таких как защита ирригация, дистанционное выполнение работ и применение технологической оснастки для минимизации времени радиоактивного облучения. С этой целью этого необходимо определить возможные варианты, установить критерии для их сравнения и соответствующие их величины и, наконец, необходимо произвести оценку и

сравнение различных вариантов. В Приложении I приведено подробное изложение различных структурированных подходов к принятию решений.

2.6. Концепция оптимизации должна также примениться к тем проектным мерам, цель которых заключается в предотвращении или смягчении последствия аварий на атомной электростанции, которые могли бы привести к облучению персонала площадки и/или населения. Однако, методики, которые нужны для того, чтобы принять в расчет вероятность таких событий, в достаточной степени все еще не разработаны.

ПРОЕКТНЫЕ ЦЕЛИ ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ

2.7. Для того, чтобы проект одновременно обеспечивал бы снижение доз до разумно достижимого низкого уровня и применение лучшей практики, необходимо задать проектные цели в отношении индивидуальных доз и коллективных доз рабочих и тех представителей населения, которые получают самые высокие дозы. Установление проектных целей в отношении индивидуальных доз персонала площадки атомной электростанции и представителей населения соответствует концепции граничной дозы, которая обсуждается в пунктах 2.24 и 2.26 Основных норм безопасности [2]. Проектные цели должны быть заданы в виде соответствующей части пределов дозы⁵. Термин "цель" или "целевая доза" использован в данном Руководстве по безопасности применительно к индивидуальным и коллективным дозам.

2.8. Для того чтобы при проектировании сосредоточить усилия на тех аспектах проекта, которые в наибольшей степени способствуют получению рабочими коллективных и индивидуальных доз, полезно определить проектные цели в отношении коллективных доз для тех категорий рабочих, которые, вероятно, могут получать самые высокие дозы, а именно, ремонтного персонала и персонала службы дозиметрии. Также полезно определить проектные цели в части коллективной дозы для каждой категории работ, таких как обслуживание основных узлов, технический контроль в процессе эксплуатации, перегрузка ядерного топлива и обращение с радиоактивными отходами. Все эти факторы

⁵ Следует признать, что проектные цели не являются предельными величинами. Они являются полезными проектными средствами в процессе оптимизации. Однако они могут быть превышены при том условии, что любое превышение может быть оправдано. Кроме того, само по себе достижение проектной цели не означает, что проект удовлетворяет требованиям принципа оптимизации. В том случае, если затраты оправданы, то дозу нужно снизить до уровня ниже целевой величины.

вместе с оценками доз на основных стадиях проекта могут использоваться для контроля основных факторов, вносящих наибольший вклад в дозу, и для определения тех аспектов, которые вносят в дозу больший вклад, чем было первоначально предусмотрено.

2.9. Проектная цель в отношении долгосрочной коллективной дозы должна быть исчислена предпочтительно как чел. Зв/единицу произведенной электроэнергии, что показывает соотношение радиационного вреда к выгоде (произведенной энергии).

ПРОЕКТНЫЕ ЦЕЛИ ДЛЯ АВАРИЙ

2.10. Адекватность проектных решений для защиты персонала площадки и населения при постулировавшихся аварийных условиях должна быть оценена посредством сравнения расчетных доз с определенными критериями дозы, которые представляют собой проектные цели для аварийных состояний. В целом, чем выше вероятность аварийного состояния, тем ниже должна быть величина установленной проектной цели. Регулирующий орган может признать это принцип, задавая различные проектные цели для аварий с различными вероятностями возникновения. Кроме того, регулирующий орган может определить проектные цели, задавая частотные критерии для всех аварий в определенных дозовых диапазонах. Для проектных аварий требуется, чтобы – в зависимости от национальных регулирующих требований – за пределами границы площадки или зоны строгого режима имело место лишь незначительное радиологическое воздействие. Определение незначительного радиологического воздействия может быть дано регулирующим органом. Как правило, это соответствует очень ограничительным уровням доз во избежание необходимости эвакуации.

2.11. Полезно рассматривать отдельно:

- проектные аварии (ПА);
- запроектные аварии (ЗПА) (включая тяжелые аварии).

Для тяжелых аварий регулирующий орган может определить критерий риска или критерий, связанный с определенными выбросами радиоактивных веществ.

3. АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ

3.1. Величина и расположение источников излучения в эксплуатационных состояниях и во время вывода из эксплуатации должны быть определены на стадии проектирования. В Приложении II кратко описываются основные источники, которые вызывают радиоактивное облучение в нормальной эксплуатации и во время вывода из эксплуатации. Этими источниками являются: активная зона реактора и его корпус; система охлаждения реактора и система жидкостного замедлителя; паропроизводящая и турбинная системы; системы обращения с радиоактивными отходами; облученное топливо; хранение свежего топлива; установки по дезактивации; и различные другие источники, такие как герметизированные источники, которые используются для проведения неразрушающего контроля. Самыми большими источниками являются активная зона реактора, облученное топливо и использованные смолы, и поэтому проект должен быть таким, чтобы обеспечить, что персонал не будет подвергаться прямому облучению от этих источников.

3.2. Величины, расположение, возможные механизмы перемещения и маршруты перемещения источников потенциального радиоактивного облучения в аварийных условиях также должны быть определены в стадии проектирования атомной электростанции. Руководство по анализу безопасности, который должен выполняться на стадии разработки проекта и по окончании разработки, приведено в документе [10].

3.3. Главным источником облучения в аварийных условиях, против которого должны быть предприняты проектные меры предупредительного характера, являются радиоактивные продукты деления. Они высвобождаются из тепловыделяющих элементов или из различных систем и оборудования, в которых они обычно удерживаются. В Приложении III описаны примеры методов оценки источников излучения для выбранных аварийных случаев. Сценарии отобраны для иллюстративных целей и применимы ко всем основным категориям проектов атомных электростанций с легководными ядерными реакторами, с охлаждаемыми диоксидом углерода реакторами с топливом на диоксиде урана в металлических оболочках, с тяжеловодными реакторами и с реакторами с перегрузкой на мощности.

ПРИНЦИПЫ ПРОЕКТИРОВАНИЯ В ОТНОШЕНИИ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Человеческие ресурсы

3.4. Коллектив проектировщиков в полной мере должен знать о мерах радиологической защиты, которые должны быть включены в проект⁶. Ключевой вопрос заключается в том, что проектные организации должны пригласить экспертов из соответствующих эксплуатационных организаций для участия в деятельности по проектированию новых атомных электростанций и по модернизации проектов существующих атомных электростанций с тем, чтобы они оказали помощь в выполнении требований по радиационной защите и по обращению с радиоактивными отходами. Более того, применимый эксплуатационный опыт должен быть перенесен в проектные организации. Именно таким образом можно правильно обеспечить взаимосвязь между различными аспектами проектной работы и эксплуатационными процедурами.

3.5. Оптимизация защиты и безопасности должна производиться на всех стадиях срока службы оборудования и установок, начиная с проектирования и строительства до эксплуатации и вывода из неё. В отношении программ радиационной защиты и обращения с радиоактивными отходами необходимо проявить структурированный подход, чтобы обеспечить логически последовательное применение принципа оптимизации в период эксплуатации атомной электростанции [3].

3.6. Для осуществления такого структурированного подхода проектная организация должна обладать культурой оптимизации⁷, в которой важность радиационной защиты признается на каждой стадии проекта. Культура оптимизации создается за счет того, что все участники проекта отдают себе полный отчет в части общих требований по обеспечению радиационной

⁶ Существуют различные способы обеспечить, чтобы коллектив проектировщиков был в полной мере осведомлен о мерах радиологической защиты, которые должны быть включены в проект, например, за счет того, чтобы эксперты по радиологической защите зафиксировали документально соответствующие требования и провели обучение проектировщиков. Включение опытного эксплуатационника в коллектив проектировщиков также может оказаться целесообразным.

⁷ Культуру оптимизации можно определить как систему обмена знаниями, общих целей и взглядов, которая обеспечивает, что учет и контроль профессионального облучения и облучение представителей населения совершенствуется благодаря сотрудничеству всего персонала, участвующего в проекте.

защиты и в части их прямого и косвенного влияния их индивидуальных действий или осуществляемых ими функций на обеспечение радиационной защиты персонала площадки и представителей населения.

3.7. Более конкретно, культура оптимизации должна устанавливаться на основе:

- знания тех практических видов работ, которые приводят к профессиональному облучению персонала площадки и представителей населения;
- обеспечения передачи эксплуатационного опыта коллективу проектировщиков за счет хорошей обратной связи;
- осведомленности об основных факторах, которые влияют на индивидуальные и коллективные дозы;
- осведомленности об имеющихся аналитических методах, которые способны помочь в оптимизации проекта;
- признания того, что со специалистами по радиационной защите необходимо консультироваться всякий раз, когда необходимо, для того, чтобы обеспечить, что все аспекты, имеющие отношение к радиационной защите, оценены должным образом и приняты во внимание в проекте.

3.8. Специалисты по радиационной защите должны быть глубоко вовлечены в процесс проектирования в силу того, что они:

- обладают компетентностью во всех областях, которые оказывают влияние на наработку радиоактивного материала и его перемещение в пределах атомной электростанции и в окружающей среде;
- способны оценить различные источники излучения на атомной электростанции и вызванные ими дозы облучения, используя лучшие доступные аналитические методы и данные на основе соответствующего эксплуатационного опыта;
- осведомлены о соответствующих нормативных документах, руководствах и лучших практических методах;
- осведомлены о техническом обслуживании, проведением инспектирования в процессе эксплуатации и другими работами в зонах с высоким уровнем излучений, которые обеспечивают основной вклад в радиоактивное облучение персонала площадки.

3.9. Поскольку химические параметры очень важны для контроля источников радиоактивности на атомной электростанции, специалисты по радиохимии также должны быть привлечены к процессу проектирования. Специалисты по

материалам должны быть привлечены к контролю характеристик радиоактивного выброса из-за продуктов коррозии.

Организационные аспекты

3.10. Требование о достижении адекватного уровня радиационной защиты влияет на широкий круг проблем, связанных с проектом. Поэтому необходимо обеспечить, чтобы в отношении всех решений по проекту, которые могут повлиять на экспозиционную дозу, велась письменная регистрация рекомендаций, данных специалистами по радиационной защите. Однако, процесс проектирования должен быть спланирован таким образом, чтобы воплощение этих рекомендаций не приходилось на критический путь проекта. Необходимы средства обеспечения того, что конструкторы принимают во внимание требуемые меры радиационной защиты на каждой стадии процесса проектирования. Такие средства могли бы включать в себя:

- правила или рекомендации по размещению и проектированию атомной электростанции;
- зафиксированную в письменном виде политику по таким проблемам, как оптимальное использование средств защиты органов дыхания;
- перечни контрольных вопросов для использования инженерами, которые могут пересматриваться специалистами по радиационной защите.

3.11. Проектные работы должны быть организованы таким образом, чтобы сделать возможным следующее:

- консультирование со специалистами по радиационной защите в рамках проектной организации на ранних стадиях проекта, когда производится оценка вариантов основных аспектов проекта. Также может оказаться целесообразным консультирование со специалистами из сторонних организаций;
- в проект должны быть включены хорошие инженерно-технические методы, которые, как показал опыт эксплуатации, продемонстрировали свою эффективность в снижении экспозиционной дозы; отклонения от таких методов должны допускаться только тогда, когда доказана польза от их внедрения;
- специалисты по радиационной защите должны рассмотреть все решения, которые могут иметь большое влияние на экспозиционную дозу;
- должна быть предоставлена возможность проведения открытой дискуссии, где можно было бы предлагать соответствующие усовершенствования и разрешать спорные моменты, которые могут

возникать между проектантами и специалистами по радиационной защите.

3.12. Как требуется документом [11]⁸, в течение всего процесса проектирования должна осуществляться систематическая и структурированная программа обеспечения качества (ПОК).

3.13. Чтобы обеспечить эффективность процедуры оптимизации, необходимо добиться приверженности этому управляющего персонала. В некоторых организациях такая приверженность предусматривает назначение ответственного за оптимизацию, который непосредственно отвечает перед главным управляющим проектными работами, и поэтому участвует в процессе принятия решений.

Стратегия проектирования

Общий подход

3.14. Как было обсуждено в пунктах 2.7–2.8, цели проекта должны быть определены в начале процесса проектирования, и должны включать в себя:

- целевые значения годовых коллективных и индивидуальных доз для персонала площадки;
- целевые значения годовых индивидуальных доз предназначается для представителей населения.

Методы, используемые для расчета доз, подлежат утверждению регулирующим органом.

3.15. Практически, эти цели проекта можно рассматривать по отдельности, хотя в принципе любое усовершенствование систем обращения с

⁸ МАГАТЭ пересматривает требования и руководства в области обеспечения качества, как это указано в документе Серии изданий МАГАТЭ по безопасности № 50-C/SG-Q (1996) в новых нормах по безопасности по системам управления по безопасности ядерных установок и видов деятельности, использующих ионизирующую радиацию. Термин "система управления" был принят в пересмотренных нормах вместо терминов "обеспечение качества" и "программа обеспечения качества". Новые нормы объединяют все аспекты управления ядерной установкой, включая безопасность, охрану здоровья, экологические и качественные требования, в одну логически связанную систему.

радиоактивными отходами, направленное на сокращение выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, может привести к дополнительному объему работ, выполняемых персоналом площадки с соответствующим увеличением его экспозиционных доз. При осуществлении наилучших практических мер для уменьшения выбросов, необходимо производить дозиметрический контроль влияния этих мер на персонал площадки с тем, чтобы удостовериться, что отсутствует неоправданное увеличение экспозиционных доз.

3.16. При определении этих целей проекта следует принимать во внимание опыт соответствующих атомных электростанций, обладающих хорошим эксплуатационным опытом в части радиационной защиты, причем эти цели подлежат утверждению регулирующим органом. Следует учитывать наличие любых различий в проектах, эксплуатации или методиках между такими атомными электростанциями, используемыми в качестве примера, и проектируемой атомной электростанцией. Такие изменения могли бы включать в себя уровень мощности, материалы, которые используются в первом контуре, тип топлива, его выгорание, степень следования за нагрузкой, степень, до которой реактор может работать с поврежденным топливом и степень, в которой планируется доступ в защитную оболочку при работе реактора на мощности.

3.17. Простая иллюстрация использования целей проекта приведен на рис. 1 на примере проекта атомной электростанции, который является развитием более раннего проекта(ов). В начальных стадиях процесса проектирования изменения в проект вводятся для того, чтобы обеспечить достижение проектных целей. Однако достижение целей проекта не гарантирует, что экспозиционные дозы понизятся до разумно достижимого низкого уровня, и для того, чтобы обеспечить оптимизацию радиационной защиты, может понадобиться дальнейшая работа над проектом.

Проект радиационной защиты персонала площадки

3.18. Для обеспечения радиационной защиты персонала площадки при проектировании необходимо применять следующие процедуры:

- 1) Следует выработать стратегия контроля экспозиционных доз, так чтобы самые важные аспекты учитывались на ранней стадии проектирования и в логическом порядке. Например, во многих типах проектов реакторов имеются две области, которые обладают большим потенциалом с точки

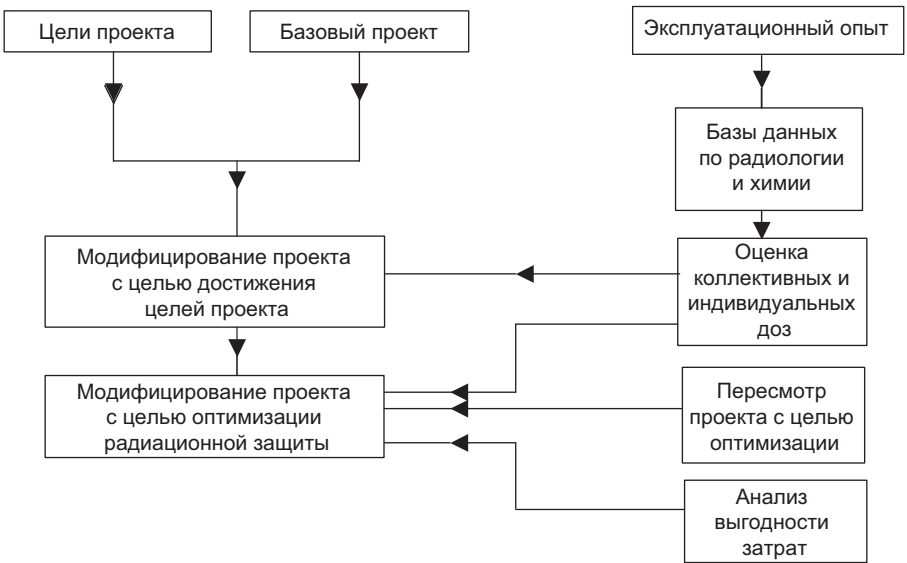


РИС. 1. Стратегия оптимизации радиационной защиты при проектировании ядерной установки.

зрения снижения экспозиционных доз: плановое и внеплановое техническое обслуживание и ремонт. В некоторых проектах корпусных водо-водяных энергетических ядерных реакторов два вида оборудования атомной электростанции вносят наибольший вклад в экспозиционную дозу, а именно: парогенераторы и клапаны. Поэтому их нужно рассматривать в первую очередь, и необходимо также обеспечить, что надежность их конструкции проверена испытаниями. Это позволит снизить экспозиционные дозы до разумно достижимых уровней, а также позволит повысить коэффициент полезной деятельности атомной электростанции и, следовательно, ее экономические показатели.

Вторая область, которая подлежит рассмотрению – это те особенности проекта, которые сокращают до минимума наработку и накопление радионуклидов, поскольку уменьшение их наработки и накопления уменьшит уровни излучения и радиоактивного загрязнения повсюду на атомной электростанции, в то время как любое локальное решение, такое как увеличение защиты или улучшение вентиляции, приведет только к местному улучшению радиационной обстановки. После этого нужно рассмотреть местные особенности атомной электростанции, такие как план ее расположения, радиационная защита и конструкции систем и узлов. Пример упрощенной стратегии для корпусных водо-водяных энергетических ядерных реакторов показан на рис. 2.

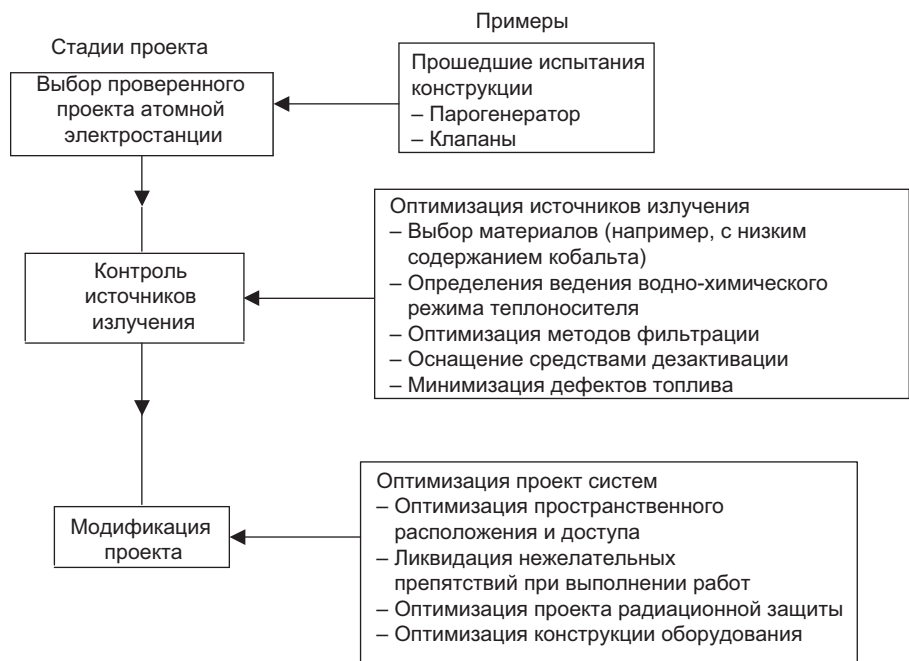


РИС. 2. Упрощенная стратегия для снижения экспозиционных доз (пунктирная линия показывает принадлежность к корпусным водо-водяным энергетическим ядерным реакторам).

- 2) Необходимо разработать и задокументировать общие требования для атомной электростанции. Эти требования должны включать в себя принципы, на которых будет основываться компоновка атомной электростанции, а также ограничения на использование отдельных материалов в проекте атомная электростанции. Эти документы являются частью процесса обеспечения качества проекта [11].
- 3) Необходимо разработать логичную компоновку атомной электростанции, при которой имеется разделение на зоны, основанные на прогнозируемых мощностях дозы и уровнях загрязнения, требования по доступу персонала и такие специфические требования, как необходимость разделения каналов систем безопасности⁹. Расчет мощности доз может быть

⁹ Термин "канал систем безопасности" относится к группе узлов атомной электростанции, которые выполняют функцию безопасности, такой как насос аварийного расхолаживания активной зоны, связанное с ним оборудование и источник воды.

выполнен путем использования характеристик радиоактивного выброса, которые являются основой для определения характеристик радиационной защиты проекта (см. Приложения II и IV), или они могут основываться на эксплуатационном опыте подобных атомных электростанций при условии, что любые изменения в соответствующем проекте и эксплуатационных параметрах не являются существенными. Зонирование должно соответствовать национальному законодательству и требованиям регулирующих органов. Использование того же самого определения зон, что и при эксплуатации атомной электростанции, может оказаться достаточным, но найдено, что во многих случаях для целей проектирования необходимо более специфическое определение зон. Примеры даны в Приложении V.

- 4) Необходимо определить программы проведения планово-предупредительных ремонтов и техобслуживания и эксплуатационные, предпочтительно на основе хорошо разработанных концепций. Количество персонала для каждой задачи должно базироваться только на эксплуатационных требованиях и не должно быть искусственно завышено для выполнения требований регулирующих органов или для непревышения граничных доз. В отношении заданий, для которых прогнозируется, что дозы будут относительно невысокими, объем работ в общем может быть выражен в количестве человеко-часов, которое будет затрачено в каждой зоне облучения. Также необходимо определить категорию рабочих, которые будут выполнять каждую задачу. В перечень категорий рабочих входит ремонтно-технический персонал, персонал, осуществляющий эксплуатационный контроль, электрики, вспомогательный персонал (например, монтажники подмостей), персонал службы дезактивации и персонал службы радиационной безопасности.
- 5) Оценка коллективных и индивидуальных доз должна быть произведена путем комбинирования результатов шагов 3 и 4. Рекомендуется использование базы данных. Там, где возможно, следует максимально использовать соответствующий эксплуатационный опыт, в особенности в отношении работ, где трудно спрогнозировать получаемые дозы, таких, как незапланированные ремонтные работы.
- 6) Предложенная процедура схематично изображена на рис. 3 в виде блок-схемы факторов, которые определяют индивидуальные и коллективные дозы. Эта процедура повторяется на каждой значимой стадии проекта, и уровень детализации должен увеличиться по мере проработки проекта. На каждой стадии проекта оцениваемые дозы необходимо сравнивать с проектными целями для каждого типа работ.

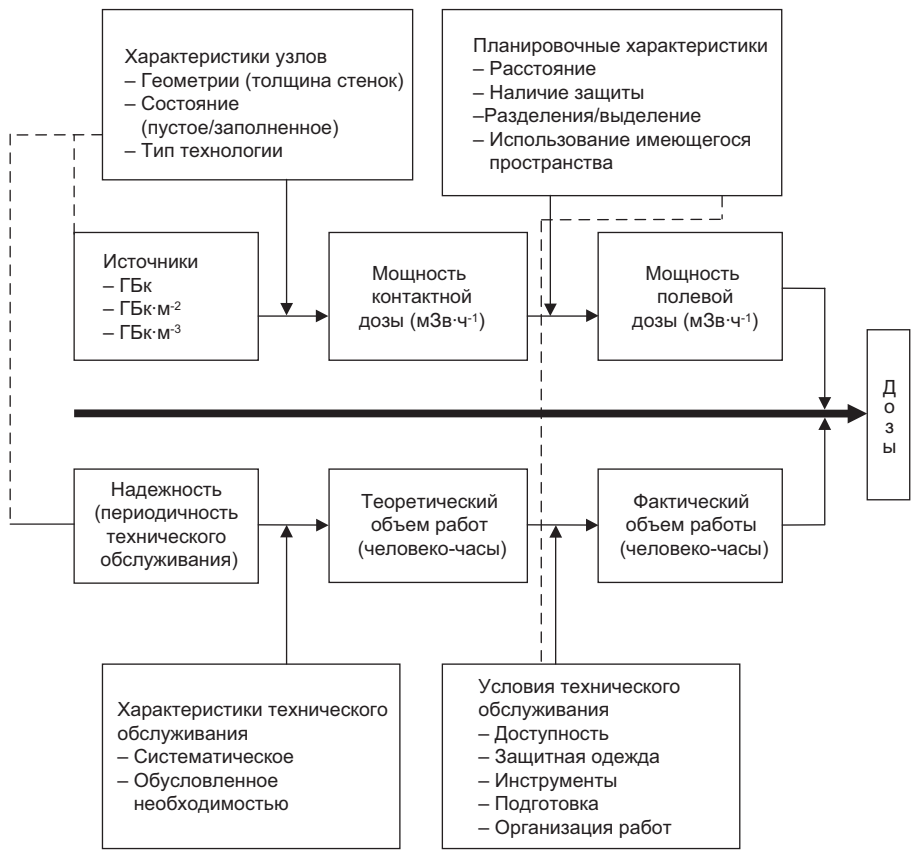


РИС. 3. Блок-схема происхождения доз на атомной электростанции (пунктирной линией показано возможное влияние одних блоков на другие).

7) В каждом шаге на рис. 3, там, где существует возможность вариантов в проекте, необходимо выполнить оптимизационное исследование. Это особенно важно в тех случаях, для которых прогнозируется превышение проектных целей.

3.19. Таким образом, процедура является итеративной, как показано в Таблице 1.

3.20. Для атомных электростанций с реакторами с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением, для которых важным вкладчиком в

ТАБЛИЦА 1. ПРИМЕР ПРАКТИЧЕСКОГО ОСУЩЕСТВЛЕНИЯ СТРАТЕГИИ ПРОЦЕССА ПРОЕКТИРОВАНИЯ

Основные параметры ^b →	Проектные цели		Процесс оптимизации	Мощности дозы		Индивидуальные и коллективные дозы
	Цель по индивидуальной дозе	Цель по коллективной дозе	Необходимые исследования	Зонирование	CDR ^c	EWV ^d
Шаг 1 ^e ↓	Средняя величина для всех рабочих	Общая величина для установки	Описание преимуществ/недостатков вариантов	(Отсутствует)	(Отсутствует)	Оценка EWV с вариантами
Шаг 2	Корректировка величины, полученной на шаге 1	Корректировка величины, полученной на шаге 1	Произвести оценку основных вариантов	Установить приблизительно зонирование	(Отсутствует)	Определение программы, оценка EWV
Шаг 3	Окончательная средняя величина для всех рабочих	Эволюция с учетом решений на шаге 2	Ограничено важными вопросами	Оценить с использованием DST/RST/AST ^f	Вычислить CDRs	Оценка EWV
Шаг 4	Величины для каждого рода занятий или профессии ^g	Эволюция	Детализировано по задачам	Проверка / точность	Проверка / точность	Детализированная оценка EWV

^a Шаги: организация комплексного проекта, исследования для которого проводятся в течение нескольких лет, обычно делится на шаги. Уровень детализации исследований увеличивается с номером шага.

^b Основные параметры: линия в таблице указывает основные параметры, которые нужно учесть.

^c CDR: мощность контактной дозы.

^d EWV: объем работ под воздействием облучения.

^e Информация, данная в этой строке Таблицы, трактуется следующим образом: во время шага 1, будет установлено средняя граничное значение дозы (включая все типы занятий/профессий), так же как целевое значение коллективной дозы, включая запас; оптимизационные исследования позволят составить перечень преимуществ и недостатков различных вариантов; на данной стадии не производится зонирования или не производятся расчеты мощности контактной дозы; будет произведена оценка объема работ под воздействием облучения с учетом различных вариантов (выполняется ли работа рабочими или роботами).

^f AST: характеристики радиоактивного выброса при аварии; DST: проектные характеристики радиоактивного выброса; RST: реалистические характеристики радиоактивного выброса.

^g В некоторых государствах-членах МАГАТЭ вместо термина "занятие" используется термин "профессия".

экспозиционную дозу является ингаляция аэрозольного трития, необходима разработка логичной компоновки, предусматривающей разделение на зоны на основе уровней радионуклидов в воздухе.

3.21. Необходимо вести поддающийся проверке учет всех решений, принятых в ходе процесса проектирования, а также причин принятия этих решений, так, чтобы каждый аспект проекта, который оказывает влияние на экспозиционную дозу, был обоснован. Это – часть процесса обеспечения качества при проектировании.

3.22. Необходимо разработать предварительный план вывода из эксплуатации, чтобы обеспечить, что проект предусматривает необходимые меры по снижению и контролю экспозиционных доз во время вывод из эксплуатации. Во многих случаях эти меры являются теми же самыми, что и для эксплуатационных состояний, но для вывода из эксплуатации могут оказаться необходимыми некоторые дополнительные специальные меры. Если эти меры требуют больших усилий, то необходимо произвести оптимизацию необходимых мер для эксплуатационных состояний и для вывода из эксплуатации.

3.23. Проект должен способствовать достижению целевых значений для профессиональных доз – как индивидуальных, так и коллективных – применяя некоторые или все из поименованных ниже мер:

- 1) сокращение мощностей дозы в зонах производства работ за счет:
 - сокращения источников излучения (например, путем соответствующего подбора материалов, применением мер дезактивации, контролем коррозии, за счет применения водно-химических режимов, фильтрации и очистки, исключения попадания посторонних материалов в первый контур);
 - усовершенствование радиационной защиты;
 - увеличения расстояния между рабочими и источниками (например, при помощи дистанционного управления);
 - усовершенствования вентиляции в реакторах с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением.
- 2) сокращение времени пребывания в полях облучения за счет:
 - предъявления высоких требований к оборудованию для обеспечения очень низкой частоты отказов;
 - обеспечение простоты обслуживания и демонтажа оборудования;
 - устранения необходимости выполнения некоторых эксплуатационных задач, например, обеспечение встроенного вспомогательного оборудования и создание условий в проекте для постоянного доступа;

— обеспечение простоты доступа и хорошего освещения.

Проектирование радиационной защиты представителей населения

3.24. Как указано в пункте 2.7, проектные цели в отношении годовых индивидуальных доз представителей населения должны быть определены в начале процесса проектирования. По мере необходимости нужно принимать во внимание возможность строительства в зоне, окружающей площадку, и вероятное перспективное перераспределение населения.

3.25. Проектные цели должны достигаться следующим образом:

- на ранней стадии процесса проектирования нужно определить и принять в расчет в проекте те характеристики площадки, которые приводят к увеличению доз у представителей населения [12]. Это должно включать в себя идентификацию критических групп населения и путей распространения экспозиционных доз для этих групп, которые должны быть утверждены регулирующим органом;
- один из возможных подходов заключается в том, чтобы задать проектные цели для радиоактивных выбросов на основе эксплуатационного опыта и использовать наилучшие практические средства в проекте систем обработки радиоактивных выбросов;
- для обеспечения достижения проектных целей следует произвести оценку доз критических групп;
- если цель не достигнута, нужно произвести оценку других вариантов.

3.26. Проект должен быть таким, чтобы обеспечивать адекватный контроль загрязнения материала, который покидает атомную электростанцию.

Ввод в эксплуатацию

3.27. Меры, которые включены в проект для обеспечения оптимизированного уровня радиационной защиты для эксплуатационных состояний, будут более чем достаточны для того, чтобы выполнить требования для фазы ввода в эксплуатацию (в которой уровни излучения, как правило, ниже из-за более низких уровней мощности и малого накопления радиоактивного материала в узлах атомной электростанции).

3.28. На ранней фазы ввода в эксплуатацию должны быть приняты меры, чтобы определить любые недостатки проекта, такие как недостаточность защитной

защита и работ для предотвращения прострела излучением, с тем, чтобы устранить эти недостатки до того, как реактор достигнет полной мощности.

ПРИНЦИПЫ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ДЛЯ АВАРИЙНЫХ СОСТОЯНИЙ

3.29. Основные проектные меры, которые предпринимаются для защиты населения от возможных радиологических последствий аварий, обязаны иметь целью уменьшение вероятности аварий (предотвращение аварий) и сокращение количества и изотопного состава материала в выбросе в результате аварии, если она имела место (смягчение последствий) [1]. Данное Руководство по безопасности напрямую не рассматривает вопросы предотвращения аварий, но необходимо сделать ссылки на имеющуюся соответствующую информацию [13, 14].

3.30. Цели проекта для условий аварии состоят в том, чтобы ограничить приемлемыми уровнями: 1) риски населения от возможных выбросов радиоактивного материала с атомной электростанции; и 2) риски персонала площадки от этих выбросов и от прямого радиоактивного облучения. Эти проектные цели должны быть достигнуты за счет высокого качества проекта и за счет включения в проект атомной электростанции специальных систем, таких как системы безопасности и системы защиты. Достижение целей проекта должно быть подтверждено посредством анализа безопасности. Детерминистический анализ безопасности и соответствующие оценки доз, а также и вероятностные оценки безопасности, необходимые для того, чтобы продемонстрировать соответствие пределам доз облучения, должны быть основаны на консервативных предположениях для проведения анализа проектных аварий, а для проведения анализа тяжелых аварий они должны основываться на реалистических или наилучших оценках. Эти проблемы обсуждены в Разделах 10 и 11 данного Руководства по безопасности и в документах [1, 10].

3.31. Для достижения упомянутых проектных целей, в проекте необходимо предусмотреть такие необходимые меры и процедуры (например, для доступа на блочный щит управления, выполнения планово-предупредительных ремонтов и обслуживания важнейших узлов, отбора технологических проб), которые позволяли бы операторам атомной электростанции адекватно управлять ситуацией в аварии. В Разделе 10 приведены рекомендации о том, как защитить персонал площадки в аварийных условиях.

3.32. Практические методы, подобные используемым для эксплуатационных состояний, также должны использоваться для того, чтобы обеспечить, что проект атомной электростанции выполнен на соответствующем уровне и обеспечивает достаточную радиационную защиту персонала площадки и населения в аварийных условиях. Для того чтобы обеспечить, что вопросам безопасности придается самый высокий приоритет и что требования регулирующих органов по выбросам радиоактивных материалов в аварийных условиях выполняются с достаточным запасом, необходимо внедрить культуру безопасности.

3.33. Правильные проектные решения систем и узлов атомной электростанции с точки зрения радиационной защиты в аварийных условиях должны вырабатываться посредством консультаций со специалистами по радиационной защите, по эксплуатации и проектированию атомных электростанций, специалистами по анализу аварий и специалистами по вопросам регулирования. В ходе процесса проектирования должно осуществляться непрерывное взаимодействие между этими группами, чтобы получить такой проект, который бы обеспечил такую радиационную защиту в аварийных условиях, которая являлась бы приемлемой для регулирующего органа. Проект должен также обеспечить внедрение эффективных процедур по управлению аварией.

4. ЗАЩИТА ПЕРСОНАЛА ПЛОЩАДКИ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЯХ И ВО ВРЕМЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

ЦЕЛИ

4.1. В этом Разделе рассматриваются особенности проекта, направленные на защиту персонала площадки от излучения, которое имеет место в эксплуатационных состояниях и во время вывода из эксплуатации атомной электростанции, а также мер по внедрению системы пределов доз, как это описано в Приложении I Основных норм безопасности [2] и в документе [7]. Здесь также принимаются во внимание руководящие указания, приведенные в документе [15].

КОНТРОЛЬ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ

Общее

4.2. Как обсуждено в Разделе 3, одна из задач проектировщика на ранних стадиях проекта должна заключаться в оптимизации защиты от источников излучения на атомной электростанции, так как они влияют на уровни излучения всюду на атомной электростанции, в то время как большинство других аспектов проекта воздействует на уровни излучения только в локальных зонах. Для многих проектов реакторных установок основными источниками излучения являются активированные продукты коррозии, хотя продукты деления могут также быть существенными источниками излучения в случае наличия значительного количества топлива с поврежденными оболочками. Эти источники находятся в активной зоне реактора. Затем происходит перенос радиоактивных материалов реакторным теплоносителем или замедлителем в случае реакторов с жидким замедлителем. Следует использовать все практически возможные меры для уменьшения мощности источников или для сокращения переноса радиоактивного материала, не вызывая чрезмерных расходов или снижения надежности узлов. В максимально возможной степени необходимо обеспечить герметичность, и должны иметься средства обнаружения утечек, в особенности на тяжеловодных реакторах, для которых нужно учитывать опасности, связанные с тритием. Если используются уплотнения, нужно удостовериться, что они не содержат сурьмы. Подробности приведены в Приложении II.

4.3. Следует признать, что, несмотря на то, что на стадии проектирования рассматриваются вопросы вывода из эксплуатации, условия этого процесса будут претерпевать значительные и постоянные изменения в ходе осуществления вывода из эксплуатации. В проекте следует предусмотреть меры по снижению значимости этих изменений, но этот фактор также должен учитываться в эксплуатационных условиях. Подобным же образом при выводе из эксплуатации понадобится обеспечить доступ персонала в те зоны, куда обычно персонал доступа не имеет. Этот фактор необходимо учитывать при проектировании установок и оборудования.

Продукты коррозии

4.4. Продукты коррозии, содержащиеся в теплоносителе, подвергаются активации в результате временного осаждения в активной зоне и во время нормального прохождения теплоносителя через активную зону. Они осаждаются других частях первого контура, таких как внешние трубопроводы и

теплообменники. Этот источник должен быть сведен к минимуму за счет следующих мер: а) уменьшения коррозии и скорости эрозии материалов в контуре правильного подбора материалов и контроля химии теплоносителя; б) подбора материалов с целью минимизации концентрации нуклидов (особенно кобальта в стали), которые, как известно из опыта, являются основными источниками излучения; с) применения систем удаления продуктов коррозии (таких, как фильтры очистки от макрочастиц и ионообменные смолы); d) уменьшение концентрации в питательной воде нуклидов, которые могут быть активированы в активной зоне.

4.5. Применяя принцип оптимизации, необходимо снизить присутствие материалов с высоким содержанием кобальта, таких как стеллит, которые используются для седел клапана и для подшипников благодаря их твердости, в первом контуре теплоносителя и контурах контроля водно-химического режима, в турбинных системах реакторов кипящего типа и в других напрямую связанных контурах. Это особенно важно для узлов, находящихся в активной зоне реактора. В случае одноконтурных ядерных реакторов с прямым циклом, использование материалов с высоким содержанием кобальта должно быть минимизировано в узлах системы питательной воды, которые расположены после установки очистки конденсата. В одноконтурных канальных ядерных реакторах с прямым циклом с легководным охлаждением, где технологические каналы и оболочки тепловыделяющих элементов изготовлены из циркония или из сплавов циркония высокой чистоты с малым сечением активации, другим важным источником продуктов коррозии (активированных отложений на поверхностях) является контур питательной воды после установки очистки конденсата. Особое внимание должно быть обращено на выбор материала нагревателя питательной воды, также следует рассмотреть возможность установки фильтров в контурах питательной воды или возврата теплоносителя первого контура вблизи основного входного патрубка активной зоны.

4.6. Особое внимание должно быть также обращено на подбор материалов и химию теплоносителя, которые также оказывают большое влияние на надежность паропроизводящей системы атомной электростанции. Следует внимательно изучить вопросы совместимости материалов и теплоносителя, что чрезвычайно важно с точки зрения сокращения объема как планово-предупредительных ремонтов и технического обслуживания, так и предусмотренных нормативно-техническими документами проверок. Должны использоваться только те материалы, совместимость которых с теплоносителем в условиях, которые будет преобладать в реакторе (температура теплоносителя и химический состав материалов и теплоносителя), доказана. Особую

озабоченность вызывает возможность возникновения межзёрненного коррозионного растрескивания под напряжением.

4.7. В водоохлаждаемых реакторах продукты коррозии удаляются путем обработки воды ионообменными смолами с целью удаления растворимых веществ и фильтров для удаления макрочастиц. Их емкости должны быть достаточными для того, чтобы справиться с повышенным высвобождением продуктов коррозии ("выбросы активированных отложений с поверхностей") и продуктов деления ("образование резкого максимума"), которые происходят во время пуска и расхолаживания реактора.

4.8. Системы удаления продуктов коррозии, как радиоактивных, так и нерадиоактивных, должны иметься в первых контурах теплоносителя как водоохлаждаемых, так и газоохлаждаемых реакторов. Эти системы особенно важны для газоохлаждаемых реакторов с топливом в оболочках из нержавеющей стали, таких, как перспективный газоохлаждаемый реактор, для того, чтобы сократить до минимума количество радиоактивного материала, которое может осадиться в контуре теплоносителя. В перспективном газоохлаждаемом реакторе активные продукты коррозии возникают в первом контуре теплоносителя в результате окисления оболочек топлива. Оксиды высвобождаются с поверхностей активной зоны в виде макрочастиц, когда топливо испытывает тепловой удар в результате быстрого останова реактора. Каналы должны быть оборудованы фильтрами для того, чтобы удалить этот радиоактивный оксид из теплоносителя, чтобы снизить выпадение осадка в бойлерах и в других участках контура теплоносителя, к которым должен быть обеспечен доступ персонала для проведения осмотров и планово-предупредительных работ. Для уменьшения отслаивания материала топливных оболочек следует рассмотреть возможность обработки этого материала (например, за счет нанесения покрытия).

Продукты деления

4.9. Дефекты оболочек топлива могут появиться в результате высвобождения продуктов деления в теплоноситель, что может привести к значительному повышению активности теплоносителя и загрязнению контура охлаждения. Дефектные тепловыделяющие элементы должны быть удалены как можно скорее после разгерметизации для сокращения экспозиционной дозы персонала площадки от этого источника. В том случае, если перегрузка топлива производится не на мощности, следует обеспечить наличие средств определения негерметичных оболочек, а также следует ввести соответствующие предельные значения активности теплоносителя, и в случае

превышения этих пределов атомная электростанция подлежит останову в течение предписанного времени.

Активность в воде бассейна выдержки

4.10. Радиоактивность воды в бассейне выдержки отработавшего топлива должна поддерживаться на низком уровне за счет применения системы очистки, состоящей из фильтров макрочастиц ионообменных фильтров. В том случае, если выполнялась модернизация бассейна выдержки отработавшего топлива реактора, в котором имелись серьезные случаи потери герметичности топлива, проект должен предусматривать наличие средств удержания любого радиоактивного материала, который в противном случае мог бы просочиться в воду бассейна выдержки, за счет помещения топлива в герметичные ёмкости или за счет иных равнозначных мер.

КОМПОНОВКА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

4.11. В ходе проектирования следует выполнить тщательную оценку требований по обеспечению доступа для эксплуатации, осмотра, проведения планового предупредительного ремонта и обслуживания, замены оборудования и вывода его из эксплуатации. Компоновка атомной электростанции должна быть разработана таким образом, чтобы облегчить выполнение этих задач и ограничить облучение персонала площадки.

Классификация площадей и зон

4.12. Требования по классификации площадей на площади регулируемого посещения и площади надзора даны в Основных нормах безопасности, Приложение I, пункты I.21–I.25 [2]. У каждой площади регулируемого посещения должно быть минимальное количество точек входа/выхода для персонала и ввоза/вывоза для материалов и оборудования.

4.13. Необходимо обеспечить условия для контроля выхода (выходов) с площади регулируемого посещения и для контроля людей и оборудования, покидающих площадь регулируемого посещения.

4.14. Площади регулируемого посещения должны быть подразделены на зоны на основании ожидаемых уровней излучения и уровней радиоактивного загрязнения (то есть мощности дозы и концентрации активности для поверхностных или аэрозольных радионуклидов; см. Приложение V). Чем

выше риски в данной зоне из-за радиоактивного излучения или загрязнения, тем больше потребность управлять доступом в эту зону с целью обеспечения соответствия пределам годовых индивидуальных доз и с целью учета граничных значений доз.

4.15. На стадии проектирования атомной электростанции все помещения должны быть классифицированы на планируемые зоны на основе их вероятных мощностей дозы, поверхностных уровней загрязнения и концентраций аэрозольных радионуклидов. Эти зоны представляют собой площади регулируемого посещения. Общепринятая практика заключается в разделении площади регулируемого посещения атомной электростанции на три или более зоны облучения и загрязнения, включая зоны, которые могут быть недоступными при эксплуатации.

4.16. Следует рассмотреть возможность того, что может оказаться необходимым во время эксплуатации или планового ремонта произвести переклассификацию некоторых площадей на временной или постоянной основе. В этом отношении, особое внимание должно быть обращено на планирование маршрутов доступа. При таких условиях необходимо произвести переоценку зоны и площадей регулируемого посещения.

Раздевалки, зоны переодевания и бытовое оборудование

4.17. В пределах площади регулируемого посещения в выбранных местах необходимо выделить зоны переодевания, чтобы предотвратить распространение радиоактивного загрязнения во время проведения регламентных работ и при нормальной эксплуатации. Бытовое оборудование, находящееся в этих зонах, должно соответствовать требованиям по доступу в потенциально более загрязненную зону из двух и требованиям по прогнозируемым уровням загрязнения.

4.18. Там, где это оправдано возможными уровнями загрязнения воздуха, следует рассмотреть возможность создания постоянных зон переодевания с оборудованием для проведения дезактивации персонала, с контрольно-измерительными приборами и складскими помещениями для защитной одежды.

4.19. Внутри раздевалок следует создать физический барьер для четкого разделения чистой зоны от потенциально загрязненной зоны. Раздевалки должны быть достаточно большими, чтобы соответствовать потребностям во время периодов планово-предупредительного технического обслуживания и

ремонта, причем следует учесть необходимость обслуживания временного персонала подрядных организаций.

Контроль доступа и пребывания

4.20. Доступ персонала в зоны с высокой мощностью дозы или высоким уровнем загрязнения должен контролироваться посредством установки запираемых дверей и, там где это необходимо, использования блокировок. Блокировки устанавливаются для того, чтобы обеспечить, что доступ возможен только тогда, когда уровни излучения находятся на приемлемо низком уровне, причем блокировки должны быть сконструированы таким образом, чтобы в случае их неисправности подавался тревожный сигнал.

4.21. Маршруты для персонала через зоны излучения и загрязненные зоны должны быть предельно сокращены, чтобы уменьшить время, проведенное в пути через эти зоны.

4.22. Чтобы минимизировать дозы облучения персонала, занятого на работах на площадях регулируемого посещения и свести к минимуму распространение радиоактивного загрязнения, планировка площади регулируемого посещения, должна быть выполнена таким образом, чтобы персонал не должен был проходить через области с зонами более высокого уровня излучения для того, чтобы получить доступ к областям с зонами с более низкими уровнями излучения. Для того чтобы получить представление относительно уровней радиоактивного излучения и загрязнения, нужно использовать опыт эксплуатации реакторов подобного типа.

4.23. Насколько это практически возможно, проект должен быть выполнен так, чтобы ограничивать возможное распространение радиоактивного загрязнения и облегчать возведение временных локализирующих оболочек.

4.24. Проект должен быть выполнен так, что время, необходимое для пребывания в зонах излучения и радиоактивного загрязнения с целью проведения технического обслуживания, испытаний и ремонта, должно соответствовать принципу оптимизации радиационной защиты. Это может быть достигнуто, например:

- 1) за счет организации проходов достаточных размеров для облегчения доступа к системам и узлам атомной электростанции. В тех зонах, где существует вероятность того, что персонал площадки должен будет носить полную защитную спецодежду, включая маски с автономными или

со шланговыми дыхательными аппаратами, это следует учитывать при определении размеров проходов;

- 2) за счет обеспечения беспрепятственных проходов достаточных размеров, чтобы облегчить перемещение узлов и деталей атомной электростанции в цех для дезактивации и ремонта или для удаления. Маршруты для перемещения крупных узлов атомной электростанции при выводе из эксплуатации должны быть запланированы на стадии проектирования; проект должен предусматривать все необходимые для этого условия;
- 3) за счет обеспечения достаточного пространства в рабочих зонах, например, там, где выполняются ремонтные работы или проводится осмотр;
- 4) за счет обеспечения свободного прохода к зонам с высоким уровнем излучения, таким как водяные камеры парогенераторов в корпусных водоводяных энергетических реакторах клапаны в системах, которые содержат теплоноситель первого контура;
- 5) за счет организации "зон ожидания" в зонах с низким уровнем радиации;
- 6) за счет размещения узлов, с которыми, вероятно, будут часто работать, или узлов, требующих частого обслуживания или демонтажа на удобной для работы высоте;
- 7) за счет устройства лестниц, помостов для доступа, крановых рельсов или кранов в тех зонах, где можно спрогнозировать, что они понадобятся для проведения технического обслуживания или демонтажа узлов атомной электростанции. Проект должен предусматривать возможность установки временной радиационной защиты;
- 8) путем использования моделей автоматизированного проектирования, чтобы оптимизировать те аспекты проекта, которые влияют на время выполнения работ. Во время строительства атомной электростанции нужно вести видео- или фоторегистрацию для того, чтобы облегчить планирование работ в зонах с высокими уровнями излучения при эксплуатации, что позволяет сократить время выполнения работ;
- 9) за счет обеспечения средств для быстрого и простого удаления защитных барьеров и изоляции там, где это необходимо для того, чтобы выполнить регулярное техобслуживание или осмотр;
- 10) за счет обеспечения специальными инструментами и оборудованием для облегчения работы и снижения времени облучения;
- 11) путем использования оборудования с дистанционным управлением;
- 12) за счет использования соответствующей системы связи для общения с персоналом площадки, работающим в зоне с повышенным уровнем излучения или радиоактивного загрязнения.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМ

4.25. Проектирование систем атомной электростанции должно основываться на опыте, полученном в ходе деятельности по уменьшению радиоактивного облучения на действующих атомных электростанциях.

4.26. При проектировании систем следует применять следующие меры для снижения радиоактивного облучения:

- 1) рабочее пространство в зоне высокого уровня радиации вокруг узлов, которые требуют регулярного технического обслуживания, должно быть защищено от излучения от других систем;
- 2) нерадиоактивные узлы, которые не нуждаются в монтаже вблизи радиоактивных узлов, должны быть установлены вне зон с высоким уровнем радиации;
- 3) необходимо применять такие методы для отбора проб радиоактивных жидкостей, которые обеспечивали бы получение минимальной дозы персоналом;
- 4) необходимо применять методы борьбы с образованием радиоактивных осадков в трубопроводах и емкостях (например, промывка струей жидкости).

4.27. Трубопроводы, содержащие радиоактивные жидкости, не должны располагаться вблизи нерадиоактивных ("чистых") трубопроводов, и они должны быть расположены на соответствующем расстоянии от узлов, нуждающихся в техническом обслуживании. Между трубопроводами и стенами нужно оставлять достаточное пространство для того, чтобы производить осмотры и выполнять ремонтные работы и модификации.

4.28. Следует предотвращать неконтролируемое накопление частиц, содержащих радиоактивные вещества, за счет соответствующей организации гидравлического потока и управления его химией, и также за счет применения трубопроводов с гладкой и ровной внутренней поверхностью.

4.29. Трубопроводы должны быть разработаны таким образом, чтобы потребность в вентиляционных и дренажных устройствах небольшой. Дренажи должны сливаться в отстойник или в замкнутую систему. Трубопроводы должны быть спроектированы таким образом, чтобы избежать застаивания жидкости.

4.30. При проектировании трубопроводов следует избегать, насколько это практически возможно, сварных швов, требующих контроля, а при наличии таких швов они должны быть легко доступными.

4.31. При проектировании контура теплоносителя и вспомогательных контуров следует избегать, насколько это возможно, возникновения ловушек, где может застаиваться жидкость и где могут собираться активированные продукты коррозии. Для сокращения количества необходимых проверок общее количество соединений и, соответственно, сварных швов, должно быть сведено к минимуму.

4.32. Дренажи должны быть размещены так, чтобы при осушении контура не оставалось никаких карманов с жидкостью. Однако при проектировании контуров для радиоактивной жидкости нужно свести к минимуму количество дренажных точек, так как высокие уровни радиоактивного загрязнения могут возникнуть в результате застоя воды в кармане дренажной линии при заполненном работающем контуре. Для сокращения количества источников излучения нужно предусмотреть возможность дренирования и промывки баков.

4.33. В одноконтурных ядерных реакторах с прямым циклом проект система осушки пара должна быть спроектирована так, чтобы обеспечить низкие уровни радиационного и поверхностного загрязнения в турбинном отделении.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ УЗЛОВ

4.34. Для того чтобы учесть требования по радиационной защите, к проектированию узлов применимы некоторые соображения общего характера. Многие из этих соображений те же самые, что применяются при проектировании систем.

4.35. Основным подходом при проектировании, направленным на минимизацию радиоактивного облучения, является придание узлам высокой надежности, что требует минимального наблюдения, технического обслуживания, проверки и калибровки, там, где это необходимо.

4.36. Узлы, которые будут использоваться в зонах с высоким уровнем излучения, должны быть спроектированы таким образом, чтобы была обеспечена простота демонтажа.

4.37. Облучение персонала площадки должно быть снижено за счет сокращения до минимума возможное количество радиоактивного материала в узлах атомной электростанции. Насколько это практически возможно, следует избегать ловушек и шероховатых поверхностей, где могли бы накапливаться радиоактивные макрочастицы.

4.38. Узлы и зоны зданий, которые могут подвергаться загрязнению, должны быть спроектированы так, чтобы обеспечить простоту дезактивации химическими или механическими средствами. Это должно включать в себя наличие гладких поверхностей, отсутствие углов и карманов, где мог бы собираться радиоактивный материал, а также обеспечение средств изоляции, промывки и дренажа контуров, которые содержат радиоактивную жидкость.

4.39. Должно быть обеспечено надежное разделение узлов, техническое обслуживание которых и ремонт могли бы составить значительную долю соответствующего годового предела коллективной дозы.

ДИСТАНЦИОННЫЕ МЕТОДЫ ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ

4.40. Для минимизации облучения персонала там, где это практически возможно, следует использовать дистанционные методы. В число методов, которые необходимо рассмотреть, входят методы проведения дистанционного обследования, методы демонтажа и повторного монтажа оборудования. Эти методы нужно рассматривать на стадии проектирования. Методы обследования и перемещения оборудования атомной электростанции могут быть только полудистанционными, то есть персоналу, вероятно, все еще придется входить в зону регулируемого посещения для того, чтобы установить оборудование на приспособления. Примером дистанционных или полудистанционных методов является обеспечение оборудования для ультразвуковой дефектоскопии сварных швов. Для установки сканирующей головки необходим доступ к сварному шву, но управление оборудованием оператор может осуществлять из зоны с низким уровнем излучений. Следует рассмотреть использование телевизионных камер и окон, защищенных свинцовым стеклом или подобными материалами, для осуществления дистанционного визуального осмотра.

4.41. Дистанционные методы могут играть главную роль в удалении большинства радиоактивных предметов во время вывода из эксплуатации. Применение таких методов нужно рассматривать на стадии проектирования, и проект должен обеспечить отсутствие препятствий применению этих методов. Вероятно, что за срок службы атомной электростанции и между стадиями 1 и 3

вывода из эксплуатации будут иметь место усовершенствования в методах дистанционного управления. Должны использоваться лучшие методы, имеющиеся на момент выполнения работ.

ДЕЗАКТИВАЦИЯ

4.42. Необходимость проведения дезактивации нужно рассматривать на стадии проекта. Если считается, что применение дезактивации приведет к значимому снижению радиоактивного облучения, следует предусмотреть в проекте создание дезактивационных установок.

4.43. При планировании создания дезактивационных установок необходимо считать все узлы, которые могут иметь контакт с теплоносителем или радиоактивными отходами, возможными объектами дезактивации.

4.44. Особо следует рассмотреть те помещения, где могут произойти утечки или проливы загрязненных жидкостей. Эти зоны должны быть спроектированы таким образом, чтобы упростить проведение дезактивации (например, посредством устройства специальных напольных покрытий) и контролем распространения загрязнений. Для ограничения площади загрязненных зон и для убыстрения стока и сбора пролитых жидкостей необходимо предусмотреть обваловывание определенных зон и устройство полов с уклоном.

4.45. Активная дренажная система сбора трапных вод должна охватывать все помещения, где есть системы, которые содержат радиоактивные жидкости. Помещения должны быть спроектированы таким образом, чтобы желоба в полах и уклоны полов способны были отводить контролируемым образом проектный объем протечек в системы, предназначенные для радиоактивных жидкостей. Активная дренажная система сбора трапных вод должна быть спроектирована таким образом, чтобы избежать затопления в случае засорения прямков или недостаточности мощности всасывающих насосов. В проекте активной дренажной системы сбора трапных вод необходимо учитывать влияние изменений температуры и давления в помещениях. Прямки и помещения должны быть оборудованы датчиками уровня жидкости, которые, в случае превышения уровня, подавали бы сигнал тревоги.

4.46. Дренажная система сбора трапных вод должна быть оборудована фильтрами, чтобы предотвратить последующее поступление чрезмерного количества макрочастиц в установки очистки воды.

4.47. Объем емкостей должен быть достаточным для того, чтобы любая временная передача радиоактивной воды не перегружала системы, которые предназначены для других целей. Объем емкостей также должен быть достаточным для того, чтобы обеспечить, что объем любых выбросы жидких радиоактивных стоков в окружающую среду был небольшим.

4.48. Покрытия бассейнов выдержки отработанного ядерного топлива и бассейнов перегрузки топлива, а также оборудование, используемое в этих зонах, подвергаются загрязнению. При падении уровня воды в таких бассейнах может происходить обсыхание поверхностей, что может представлять собой опасность в силу возникновения аэрозолей радиоактивных материалов. Необходимо оборудовать бассейны системами дезактивации таких поверхностей до того, как произойдет их обсыхание. Также необходимы системы для дезактивации транспортных контейнеров для топлива и узлов, которые могут быть вынуты из бассейнов для проведения ремонта, до того, как они обсохнут.

4.49. Необходимо предусмотреть проведение периодической оперативной химической дезактивации радиоактивных контуров систем, включая установку фильтров или ионообменных колонок для целей такой дезактивации.

4.50. Дезактивационные установки должны обеспечивать удаление радиоактивных материалов с поверхностей контейнеров и упаковок (например, транспортных контейнеров для облученных тепловыделяющих элементов или упаковок с отходами) перед отгрузкой, а также с поверхностей подлежащих ремонту узлов и инструментов и оборудования.

4.51. Необходимо обеспечить дезактивацию персонала и защитной одежды многократного использования.

4.52. Дренажи дезактивационных установок должны быть подсоединены к системам переработки жидких радиоактивных стоков.

ЗАЩИТА

Проектирование защиты

4.53. При проектировании защиты для конкретного источника излучения необходимо задать целевую мощность дозы, которую нужно учитывать при ожидаемой частоте и длительности пребывания в данной зоне. При

определении этой целевой мощности дозы следует также учитывать неопределенности, связанные с характеристиками выброса и с неопределенностями анализа, сделанного с целью определения ожидаемой мощности дозы.

4.54. При определении характеристик защиты необходимо принимать в расчет накопление радионуклидов в течение времени срока службы атомной электростанции.

4.55. После выполнения оценки потенциальной мощности источника, начинается итеративный процесс проектирования защиты, первоначально без проходов. Затем следует рассмотреть необходимость выполнить проходы через защиту, например, для трубопроводов и кабелей и люки для доступа персонала, причем необходимо предусмотреть сохранение эффективности защиты для защиты персонала площадки.

4.56. Выбор материалов для защиты должен быть сделан на основе природы излучения (является ли излучение бета-излучением или тормозным, комбинированным нейтронным и гамма-излучением или чисто гамма-излучением), защитных свойств материалов (например, их степень рассеяния, поглощения, производства вторичного излучения, активации), их механических и других свойств (например, стабильности, совместимости с другими материалами, конструкционных свойств), а также ограничений по пространству и весу.

4.57. Потери в эффективности защиты могут возникнуть в результате воздействия окружающей среды. Эффекты, которые должны быть приняты во внимание, это те явления, которые обусловлены взаимодействием нейтронов и гамма-лучей с защитой (например, выгорание радионуклидов с большим сечением поглощения нейтронов, радиолиз и охрупчивание), взаимодействием с другими материалами (например, эрозия и коррозия из-за воздействия теплоносителя), и температурными эффектами (например, удаление водорода и/или воды из бетона).

4.58. Такие источники нейтронного излучения, как активная зона реактора и облученное топливо, должны быть оборудованы нейтронной защитой. Необлученное смешанное оксидное топливо также должно быть снабжено нейтронной защитой.

4.59. Для оптимизации защиты от воздействия таких источников нейтронного излучения, как активная зона реактора или других источников, может оказаться

необходимым комбинирование материалов. Для снижения энергии нейтронов большой энергии необходимо применять такие материалы, как железо или сталь, обладающие высокими сечениями упругого или неупругого рассеяния. Такие материалы, как вода или бетон, содержащие элементы низкими атомными числами снижают энергию тех нейтронов, для которых сечения ниже порогового значения для ядерного неупругого рассеяния материала(ов) защиты.

4.60. При захвате нейтронов защитой, гамма-лучи, которые испускаются как следствие захвата, должны быть поглощены. Бетон обычно используется для объемной нейтронной защиты за пределами реакторного корпуса высокого давления. В целом, нейтронная защита должна быть спроектирована таким образом, чтобы обеспечить отсутствие существенных уровней нейтронного излучения в тех зонах атомной электростанции, куда имеет доступ персонал.

4.61. Защита с одинаковой массой на единицу площади дает приблизительно одинаковое ослабление потока гамма-лучей, особенно в области более высоких энергий. Там, где пространство ограничено, нужно рассмотреть применение материалов с высокой плотностью и с высокими атомными числами, таких, как свинец. В противном случае может использоваться бетон; его эффективная плотность может быть увеличена при помощи специальных заполнителей и присадок.

4.62. Необходимо рассмотреть применение соответствующей программы обеспечения во избежание формирования пустот при возведении защиты.

4.63. При проектировании постоянной защиты необходимо принимать во внимание воздействие сейсмических явлений.

4.64. В тех зонах, где в эксплуатационных состояниях атомной электростанции может понадобиться временная дополнительная защита, в проекте необходимо учесть вес дополнительной защиты и условия, необходимые для её транспортировки и монтажа.

Проходки в защите

4.65. Проходки в защите создают пути, по которым может преимущественно происходить проникновение нейтронного и гамма-излучения. Независимо от того, является ли исходный источник источником нейтронного или гамма-излучения, основные средства контролирования мощности дозы, обусловленной проходками, одинаковы. Они включают в себя:

- 1) сведение к минимуму площади и количества всех прямых путей прохода, заполненных материалами с очень малой плотностью (например, газами, включая воздух);
- 2) обеспечение защитных заглушек;
- 3) обеспечение зигзагообразных или изогнутых проходов;
- 4) заполнение зазоров цементным раствором или другими компенсирующими защитными материалами.

4.66. В некоторых случаях, в зависимости от интенсивности источника и его расположения относительно проходки, никаких дополнительных защитных средств может не понадобиться. В других случаях предусматривается проектирование заглушек или лабиринтных проходок сложной конструкции, и для обоснования их конструкции необходимо произвести расчеты защиты при помощи компьютера.

4.67. Проходы для персонала в зоны с высоким уровнем излучения являются частным случаем проходок в защите, когда размеры проходки велики по сравнению с толщиной защиты. При определении условий устройства проходов для персонала через защиту следует принять во внимание величину источника и предельный уровень мощности дозы за пределами зоны, где находится источник. Как правило, должна использоваться лабиринтная защита либо защита в виде стенки с тем, чтобы только малое количество рассеянного излучения могло достичь входа в зону.

ВЕНТИЛЯЦИЯ

4.68. Для поддержания соответствующих чистых условий на рабочих местах в пределах зоны регулируемого посещения должна быть устроена специализированная вентиляционная система, рассчитанная на работу с радиоактивными веществами.

4.69. С точки зрения радиационной защиты главная задача вентиляционной системы заключается в обеспечении контроля загрязнения атмосферы рабочих мест аэрозольными радионуклидами и в уменьшении необходимости применять средства защиты органов дыхания.

4.70. Как распространение загрязнения, так и количество выбросов в окружающую среду должны быть ограничены за счет применения таких средств, как фильтры очистки воздуха и поддержания соответствующих перепадов давления.

4.71. Что касается радиационной защиты, то система вентиляции должна также подавать соответственно кондиционированный воздух для того, чтобы обеспечить комфортные условия работы персонала.

4.72. При проектировании системы вентиляции с целью контроля аэрозольного загрязнения необходимо принять в расчет следующее:

- механизмы теплового и механического перемешивания;
- ограниченную эффективность разбавления при снижении аэрозольного загрязнения;
- выброс воздуха из зон потенциального загрязнения в точках вблизи источника загрязнения;
- использование таких величин расхода вытяжной вентиляции, которые соизмеримы с потенциальным загрязнением в зоне;
- необходимость обеспечения того, что точка выброса отработанного воздуха удалена от входного отверстия вентиляционной системы.

4.73. Воздушный поток в вентиляционной системе должен быть организован таким образом, чтобы давление в области более низкого аэрозольного загрязнения было выше давления в области потенциально более высокого загрязнения. Таким образом, воздушный поток в вентиляционной системе должен быть направлен от областей более низкого аэрозольного загрязнения к областям более высокого загрязнения, а воздух должен забираться вентиляционной системой из области более высокого загрязнения. Воздушный поток должен быть таким, чтобы минимизировать вторичное образование аэрозольных загрязнений.

4.74. Мобильные системы вентиляции (вентиляторы, фильтры и палатки) также должны использоваться в тех зонах, где аэрозольное загрязнение может возникнуть во время проведения технического обслуживания; для эксплуатации таких систем необходимо предусмотреть наличие достаточного пространства.

СИСТЕМЫ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ¹⁰

4.75. Оборудование в системах переработки твердых, жидких и газообразных радиоактивных отходов могут содержать высокие концентрации радиоактивных материалов, вследствие чего необходимо обеспечить радиационную защиту персонала площадки от воздействия этих материалов. Необходимо произвести как оценку ожидаемого содержания радионуклидов в перерабатываемых отходах, так и соответствующего максимального уровня излучений, которые могут возникнуть в каждой зоне системы переработки радиоактивных отходов. Нужно рассмотреть источники, которые вызывают самые высокий уровень облучения (такие, как ионообменные смолы, выбракованные радиоактивные узлы и использованные фильтры). При оценке источников и определении уровней излучения необходимо принимать во внимание изменение концентрации активности в отходах, которое может произойти в результате переработки, в особенности увеличение концентрации активности (например, в золе печах сжигания отходов или в спрессованных отходах).

4.76. Проект должен быть выполнен таким образом, чтобы свести к минимуму осаждение смол и выпарных концентратов в трубопроводах и узлах систем переработки отходов, а также их кристаллизацию и осаждение в баках.

4.77. Проекты систем переработки радиоактивных отходов должны предусматривать устройства для снижения вероятности течей. Особое внимание следует обратить на предотвращение утечек смол и концентратов из баков. Необходимо предусмотреть устройства для быстрого обнаружения любых утечек. В помещениях, где находятся баки, либо каждый бак должен быть либо обвалован таким образом, обеспечить удержание полного объема жидкости, вытекшей из бака, либо стенки всех помещений должны легко поддаваться дезактивации на такую высоту, которой достигла бы жидкость в случае затопления из бака в отсутствие локализации течи.

4.78. Проект должен быть выполнен таким образом, чтобы давать возможность дистанционного осуществления таких процессов, как промывка противотоком, отмывка, регенерация и замена смол.

¹⁰ Требования и рекомендации по обращению с радиоактивными отходами прежде, чем их поместят в хранилище, содержатся в Требованиях и Руководствах МАГАТЭ по безопасности [4–6].

ХРАНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Общие проектные соображения

4.79. Необходимо создать установки для безопасного хранения радиоактивных отходов, которые возникают на атомной электростанции с учетом их формы (твердые, жидкие, газообразные или их смесь), содержания радионуклидов и их природы с точки зрения степени их переработки. Безопасное хранение отходов будет зависеть частично от конструкции, выполнения строительных работ, эксплуатации и технического обслуживания рассматриваемой установки. Проект установки должны быть выполнен таким образом, чтобы обеспечить приемку, перегрузку, хранение и извлечение радиоактивных отходов без чрезмерного облучения персонала или населения и без нанесения неоправданного вреда окружающей среде. Дальнейшие рекомендации по этому вопросу приведены в работе [6].

4.80. Проект хранилища для радиоактивных отходов должен включать следующие функции:

- (a) поддержание локализации находящихся в хранилище материалов;
- (b) поддержание подкритичности (в хранилищах отработанного ядерного топлива);
- (c) обеспечение радиационной защиты (посредством защиты и контроля загрязнений);
- (d) обеспечение отвода тепла (от отработанного ядерного топлива);
- (e) обеспечение вентиляции, по мере необходимости;
- (f) возможность извлечения отходов для вывоза с площадки.

4.81. Хранилище должно обеспечивать защиту радиоактивных отходов во избежание ухудшения их состояния, что могло бы создать трудности с точки зрения безопасности эксплуатации во время их хранения или при извлечении их из хранилища. Необходимо обеспечить, чтобы функции защиты и локализации хранилища, включая его контейнеры, выполнялись в течение всего срока службы хранилища. Это достигается проектными мерами, подбором соответствующих материалов, проведением технического обслуживания и ремонта или замены с учетом следующих моментов:

- (a) химической стабильности против действия коррозии, вызванной процессами, происходящими внутри самих отходов и/или внешними условиями;

- (b) защиты против радиационных повреждений, особенно стабильности в условиях деградации органических материалов и повреждения электронных устройств;
- (c) сопротивления ударам, вызванным эксплуатационными нагрузками или из-за инцидентов и аварий;
- (d) сопротивления тепловым воздействиям, если они имеют место.

4.82. Необходимо рассмотреть возможность изменений в хранящихся радиоактивных отходах, которые могут привести к:

- (a) образованию опасных газов в результате химических и радиолитических явлений (например, образование газообразного водорода в результате радиолиза) и нарастанию избыточного давления;
- (b) образованию горючих или коррозионных веществ;
- (c) ускорению коррозии металлов (в частности, мягкой стали).

4.83. При проектировании хранилищ необходимо принимать во внимание возможность аварий. Конструктивные особенности, рассчитанные на аварийные режимы, могут отличаться от особенностей, рассчитанных на штатные режимы, и должны дополнять их.

4.84. В дополнение к радиологическим опасностям при проектировании хранилищ необходимо принимать во внимание и нерадиологические опасности (например, пожар или взрыв), которые могут усугубить последствия радиологически существенных событий.

4.85. Там, где это необходимо, оборудование должно быть снабжено соответствующими блокировками или ограничителями физического характера, чтобы предотвратить опасные или несочетающиеся действия. Такие блокировки или ограничители должны предотвратить нежелательные перемещения (например, перемещение отходов, которое приводит к высоким мощностям дозы в зоне, где находится персонал площадки, или наоборот).

4.86. В тех случаях, когда контейнер с радиоактивными отходами вызывает большие мощности дозы или есть риск, что в атмосферу производства могут быть выброшены радиоактивные аэрозоли или газы, необходимо рассмотреть возможность дистанционного осуществления погрузочно-разгрузочных работ.

4.87. Любые устройства дистанционного выполнения погрузочно-разгрузочных работ должны быть спроектированы таким образом, чтобы имелись средства для их технического обслуживания и ремонта, например, за

счет оборудования защищенного помещения для проведения технического обслуживания для того, чтобы дозы профессионального облучения не превышали разумно достижимого низкого уровня.

5. ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ ВО ВРЕМЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

КРИТЕРИИ ВЫБРОСОВ

5.1. Чтобы защитить население от радиологических последствий эксплуатации атомной электростанции, операторы атомной электростанции обязаны обеспечить, что дозы, получаемые представителями населения от радиоактивных веществ, находящихся в выбросах, и от прямого облучения, не превышают заданные пределы, и что принцип оптимизации применен [8]. На практике, радиоактивные выбросы регулируют таким образом, что для минимизации их используют лучшие практически осуществимые средства, которые не требуют чрезмерных затрат. Это обычно делают, задавая пределы выбросов для наиболее важных существенных радионуклидов, как это описано в пункте 2.3.

5.2. Там, где существует соответствующий прецедент, пределы выбросов могут быть установлены на основе эксплуатационного опыта. Однако эксплуатационный опыт следует тщательно проанализировать, чтобы учесть возможные различия в проектах аналогичных блоков, таких, как например, типы сплавов, находящиеся в контакте с теплоносителем первого контура. Вероятно, такие различия будут влиять на природу и радиоактивность выбросов. В случае некоторых радионуклидов, таких как ^{14}C и ^3H , до сих пор не существует реальных методов их удаления. Однако, при использовании эксплуатационного опыта в определении пределов выбросов этих радионуклидов, следует принять в расчет счет различия в скорости наработки определенных радионуклидов различными реакторами одного типа. Кроме того, в случае очень малой величины выброса радиоактивных веществ, сам используемый процесс их контроля может оказать значительное влияние на интерпретацию эксплуатационного опыта.

5.3. Рассмотрению подлежат три типа выбросов: жидкие (главным образом, водные), газовые выбросы от технологических систем и воздух из системы вентиляции.

УМЕНЬШЕНИЕ ИСТОЧНИКОВ РАДИОАКТИВНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

5.4. Проектные меры, которые приняты, чтобы контролировать источники радиоактивного материала на атомной электростанции, чтобы защитить персонал площадки, также оказывают влияние уровень радиоактивности потоков отходов и выбросов. Однако некоторым радионуклидам нужно уделить большее внимание с точки зрения защиты населения, а не с точки зрения защиты персонала площадки. В качестве примера можно привести изотопы йода, для которых должен быть установлен эксплуатационный предел. Если этот эксплуатационный предел превышен в течение определенного периода, то реактор должен быть переведен в соответствующее состояние, чтобы предотвратить получение населением недопустимых доз радиоактивного облучения. Практически, такие пределы обычно определяются требованием ограничить последствия постулированных событий, таких как повреждение топлива или разрыв трубки парогенератора, а не пределами выбросов в эксплуатационных состояниях, при которых удаление йода из потоков отходов может быть достигнуто посредством системы обращения с радиоактивными отходами. Основание такого вывода должно быть четко определено с учетом производительности системы обращения с радиоактивными отходами и разрешенных пределов выбросов, а также с учетом необходимости оставаться в рамках проектных основ при авариях и при соблюдении радиационной защиты при эксплуатации.

СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ ВЫБРОСОВ

5.5. С целью обеспечения непревышения разрешенных пределов по выбросам, расходы жидких и газообразных выбросов и концентрации активности в них подлежат измерению и контролю [1]. Как описано в последующих подразделах, необходимо создать установки по очистке жидких и газообразных выбросов, которые основаны на лучших реально имеющихся технологиях. В ссылках [12, 16] даны рекомендации и информация по расчетам облучения населения в результате радиоактивных выбросов.

Системы очистки жидких выбросов

5.6. Основными источниками загрязненной воды, которые требуют очистки, являются: теплоноситель первого контура, когда происходит его слив по эксплуатационным причинам; дренажи пола, которые собирают воду, которая протекла из систем, содержащих радиоактивные жидкости, и жидкости от дезактивация атомной электростанции и контейнеров для ядерного топлива; вода, которая применяется для промывки фильтров и ионообменников противотоком; протечки теплоносителя второго контура; прачечные и душевые в раздевалках; химические лаборатории. Стоки прачечных и душевых представляют собой, в основном, воду, и приведенные ниже рекомендации исходят из этого. Там, где происходит наработка в достаточных объемах неводных жидких отходов, следует предусмотреть наличие отдельной системы очистки для этой категории стоков. В работе [6] приведены дальнейшие рекомендации по переработке водных и неводных жидких отходов.

5.7. В число испытанных методов очистки радиоактивной сбросной воды с целью снижения её радиоактивного загрязнения используют механическую фильтрацию, ионообменные фильтры, центрифуги, перегонку или химическое осаждение. Различные процессы очистки в системе очистки жидких отходов должны быть связаны таким образом, чтобы оператор получил достаточную свободу действий для того, чтобы перерабатывать жидкости различного происхождения и нестандартного состава, а также иметь возможность повторной очистки воды в том случае, если вода после первого цикла очистки не достигла заданного низкого уровня радиоактивности. Что касается одноконтурных ядерных реакторов с прямым циклом, которые, как правило, производят большие объемы радиоактивной воды из-за протечек из контура турбины, то эта вода, которая имеет низкое содержание химических и твердых веществ, после соответствующей очистки повторно подается в первый контур реактора. Подобная повторная очистка представляет собой пример хорошей практики в отношении ненасыщенного воздухом теплоносителя первого контура в корпусных водо-водяных энергетических реакторах, но на практике сброс теплоносителя первого контура может оказаться необходимым для контроля уровней аэрозольного трития на атомной электростанции. Радиоактивная вода может присутствовать во втором контуре (турбинном) корпусного водо-водяного энергетического реактора в том случае, если эксплуатация реакторной установки ведется при наличии некоторой течи из первого контура во второй через парогенератор. В этом случае может оказаться необходимой очистка воды второго контура для снижения её уровня радиоактивности перед сбросом.

5.8. Для воды, которая не может быть очищена на атомной электростанции, необходимо предпринять меры для снижения её радиоактивного загрязнения до такого уровня, чтобы соблюдались целевые проектные дозы и пределы на сброс, обсужденные в Разделе 2. В случае необходимости, снижение содержания радионуклидов в воде может быть достигнуто посредством нескольких проходов воды через систему очистки жидких отходов.

5.9. Необходимо учесть количество твердых отходов, которые нарабатываются системами обращения с жидкими отходами. Объемы жидкости, которые требуют переработки, должны быть снижены до разумно достижимого малого количества посредством тщательного проектирования контуров, которые содержат радиоактивную воду, с тем, чтобы предотвратить утечку, и минимизируя потребности атомной электростанции в проведении дезактивации. Очистка должна соответствовать уровню и типу загрязнения воды для того, чтобы достичь необходимых коэффициентов дезактивации таким образом, чтобы свести к минимуму дозы облучения персонала площадки и образование твердых отходов. Этого достигается за счет разделения отходов из различных источников на различные потоки. Каждый поток отходов должен содержать все отходы с подобными характеристиками с точки зрения их химического и фракционного состава с тем, чтобы каждый поток мог быть подвергнут оптимальной переработке. В проекте также необходимо учесть критерии приемлемости как для ожидаемого хранения, так и для конечного захоронения твердых отходов, которые будут наработаны. Например, это может ограничить использование органических материалов в обессоливающих установках.

Системы очистки газообразных выбросов

5.10. Все выбросы радионуклидов в атмосферу должны быть снижены при помощи лучших практически имеющихся средств; необходимо, чтобы выбросы были ограничены соответствующими разрешенными пределами, включая граничные значения доз и требования принципа оптимизации (см. Раздел 2). Для соответствия этим требованиям необходимо установить систему обращения с газообразными отходами.

5.11. Система обращения с газообразными отходами должна быть спроектирована таким образом, чтобы обеспечить сбор и обработку всех радиоактивных газов, которые нарабатываются на атомной электростанции, перед их выбросом в окружающую среду. В случае благородных газов, если имеется вероятность того, что газы содержат такие короткоживущие радионуклиды, как ^{133}Xe , то сброс радиоактивных газов в атмосферу должен

быть отсрочен. Это обычно достигается при помощи устройства баков или трубопроводов выдержки радиоактивных газов или установок выдержки радиоактивных газов в слое углерода. Удаление долгоживущих благородных газов, таких как ^{85}Kr , часто не оправдано, но, в случае необходимости, оно может выполняться при помощи криогенных устройств соответствующей конструкции при условии правильного выбора материалов этих устройств.

5.12. Изотопы йода, которые обычно оказывают самое тяжелое радиологическое влияние, обычно удаляются посредством древесноугольных фильтров. Необходимо обеспечить средства испытания этих фильтров посредством наиболее проникающей формы йода, чтобы обеспечить их эффективность в течение срока службы атомной электростанции.

5.13. Материал в виде макрочастиц от системы обращения с газообразными отходами и от систем вентиляции должен быть удален посредством фильтров. Обеспечение того, что все газообразные выбросы с атомной электростанции, которые могут быть радиоактивными, проходили очистку на высокоэффективных фильтрах, является хорошей практикой.

5.14. Все радиоактивные газообразные выбросы должны сбрасываться в атмосферу из возвышенных над поверхностью точек с учетом топографии площадки. Если радиоактивность газообразных выбросов может быть снижена до такого уровня, что некоторый захват зданиями на площадке является приемлемым, то может оказаться, что нет нужды располагать эти точки сброса выше, чем окружающие здания (например, в виде отдельно стоящей трубы). В ходе процесса оптимизации такой подход должен быть обоснован с учетом аварийных условий.

ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ

5.15. Устройства защиты от излучения, которые включены в проект для обеспечения защиты персонала площадки во время эксплуатации атомной электростанции и защиты населения в аварийных условиях от прямого или рассеянного излучения, также должны обеспечить достаточную защиту населения во время эксплуатации атомной электростанции. В этом отношении может оказаться необходимым учесть "рассеянное облучение сверху", в особенности в том случае, если кровля зданий имеет легкую конструкцию, и ограничить доступ населения на площадку, оборудовав её препятствиями, такими, как заборы.

6. РУКОВОДСТВО ПО ОЦЕНКЕ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ И ВЫВОДЕ ЕЁ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

ЦЕЛИ

6.1. Рекомендации на оценке доз облучения во время эксплуатации и при выводе из эксплуатации представлены в этом разделе в соответствии со сферой действия этого Руководства по безопасности¹¹.

6.2. Первым шагом в любом расчете мощности дозы является оценка мощности источника и его распределение. При этом может оказаться необходимым выполнить расчеты переноса радионуклидов и их перераспределения, когда активированные продукты коррозии или продукты деления переносятся реакторным теплоносителем (жидким или газообразным) и осаждаются вдали от места их образования. Вторым шагом является вычисление мощности флюенса (потока излучения) в точке дозы в результате переноса радионуклидов от источника к точке дозы и вычисление мощности дозы облучения умножением величины потока на соответствующие коэффициенты пересчета.

КАТЕГОРИИ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ

6.3. Источники излучения в реакторных системах во время нормальной эксплуатации и вывода из эксплуатации и пути их образования описаны в Приложении II к этому Руководству по безопасности.

6.4. Источники, описанные в Приложении II, могут быть разделены на пять категорий, которые по-разному воздействуют на потенциальную экспозиционную дозу, что и должно соответствующим образом учитываться в проектировании. В общих чертах, эти категории следующие:

(а) источники, для которых защита будет определена в проекте;

¹¹ Это Руководство по безопасности не дает указаний по расчетным методам или величинам параметров, которые будут использоваться для оценки мощности доз облучения, которые, как ожидается, будут иметь место во время эксплуатации и при выводе из эксплуатации.

- (b) источники, от излучения которых защититься практически нереально, и они могут являться основными источниками облучения работников во время эксплуатации атомной электростанции;
- (c) источники, которые являются основными поставщиками доз облучения работников во время вывода из эксплуатации;
- (d) источники, которые представляют особую опасность для работников во время эксплуатации атомной электростанции, такие, как малые частицы, содержащие альфа-излучатели или частицы с высокими концентрациями активированного кобальта;
- (e) источники, которые вносят существенный вклад в дозы облучения представителей населения во время эксплуатации атомной электростанции.

В некоторых случаях один тип источника может относиться более чем к одной категории.

ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ И ЕГО РАСПРОСТРАНЕНИЕ: ОСОБЕННОСТИ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ЗАЩИТЫ

Активная зона реактора и окружающие её конструкции

6.5. Основным источником излучения на эксплуатирующейся атомной электростанции является активная зона реактора и окружающие её материалы, которые активируются нейтронами, излучаемыми активной зоной.

6.6. Первым шагом в оценке мощности источника являются определение интенсивности делений, мощности нейтронного излучения, и пространственного распределения и энергетического спектра нейтронного потока в пределах активной зоны. Это может быть осуществлено при помощи машинных кодов, которые учитывают пространственное распределение материалов в активной зоне и изменения в составе топлива, наработку актинидов и отравление продуктами деления, изменения в поглотителях нейтронов органов управления (что определяется положением управляющих стержней, уровнем жидких замедлителей и концентрацией поглотителей нейтронов) в процессе выгорания топлива. Мощность нейтронного излучения и распределение нейтронного потока, которые рассчитываются для активной зоны, используются как входные данные для компьютерных вычислений для того, чтобы определить энергию нейтронного потока и пространственное распределение в теплоносителе и в конструкционных и защитных материалах, окружающих активную зону. Показатели распределения нейтронного потока

используются в машинных кодах (которые могут быть совмещены с расчетами нейтронного потока) или в ручных вычислениях для того, чтобы определить интенсивность образования источников гамма-излучения в активной зоне и окружающих материалах. Интенсивности образования определяются как для источников мгновенных, так и запаздывающих (активирующих) нейтронов. В случае источников активирующего излучения, при определении мощности источников гамма-излучения в расчет принимаются распад радионуклидов (период полураспада) и время облучения в нейтронном потоке. В большинстве случаев, именно источник гамма-излучения определяет мощность дозы, которую получает персонал.

6.7. Основные источники излучения должны быть определены с использованием процедур, обсужденных в ссылках, обозначенных в Приложении II [II-2–II-4].

Узлы реактора

6.8. В зависимости от конструкции реактора, многие его узлы, находящиеся внутри его корпуса, подлежат периодическому демонтажу и становятся источниками излучения вне корпуса реактора. Сюда входит отработанное топливо, стержни системы управления и защиты, нейтронные источники, внутриреакторные измерительные приборы и – в некоторых конструкциях реакторов – внутрикорпусные устройства.

6.9. Характеристики радиоактивного излучения всех этих узлов, которые используются для проектных основ для разработки защиты, должны быть основаны на максимальных уровнях радиоактивности, которые могут иметь место в течение срока службы атомной электростанции. Это, вероятно, характеристики, относящиеся к тепловыделяющим сборкам максимальной мощности и уровню радиоактивности других узлов в конце их срока службы.

Радиоактивность теплоносителя

6.10. При оценке характеристик выброса обусловленного тем, что радиоактивный материал высвобожден в теплоноситель первого контура, или переносится теплоносителем, или осажден из теплоносителя, следует учитывать следующее:

- продукты коррозии;
- продукты деления;
- продукты активации.

Первые два типа продуктов рассматриваются по отдельности в Приложении IV. Детали оценки будут зависеть от рассматриваемого типа реактора. Все типы реакторов имеют аналогичные черты, но в Приложении III более подробно будут рассмотрены легководные ядерные реакторы и, в частности, корпусные водо-водяные энергетические реакторы. Для большинства типов реакторов продукты коррозии обеспечивают наибольший вклад в величину уровней излучения на атомной электростанции при останове реактора и, таким образом, вносят наибольший вклад в профессиональное облучение персонала. Например, в корпусном водо-водяном энергетическом реакторе активация 10 г ^{59}Co и 5 кг ^{58}Ni в узлах первого контура обуславливает 90% мощностей дозы и профессионального облучения на атомной электростанции¹². Поэтому при оптимизации проекта важным фактором является точность моделирования характеристик выброса для продуктов коррозии. Одним из важных продуктов активации является ^{16}N , который является мощным гамма-излучателем с периодом полураспада 7 с и является основным источником излучения при работе реактора на мощности.

Проникновение излучения сквозь защиту

6.11. Подробное описание методов и данных, которые могут применяться при вычислении флюенса от источников излучения, не входит в область действия данного Руководства по безопасности из-за большого объема соответствующей информации. Некоторые ссылки указаны в Приложении II [II-2–II-4].

6.12. Необходимо выполнить расчеты по проникновению излучения (главным образом, гамма-излучения) от источников через простое, сплошное экранирование, выполненное из одного материала, или через защитные экраны со сложной геометрией, в составе которых имеются зоны с низкой плотностью (газы и пустоты) и низкой величиной ослабления излучения, которые представляют собой преимущественные пути проникновения излучения с рассеивающими поверхностями.

6.13. При проектировании защиты с целью достижения приемлемых мощностей дозы, вычисления с целью определения ослабления излучения начинаются с обсчета исходной конструкции, которая оценивается на основе предыдущего опыта. Полученные результаты должны быть оценены в свете принципа оптимизации защиты персонала площадки; затем результаты следует

¹² Это относится к реакторам, в которых сплав на основе никеля используется для пучка трубок парогенератора.

сравнить с предельными величинами, установленными для сохранения целостности материалов с учетом всех возможных радиационных воздействий. В случае необходимости, процесс нужно повторить, чтобы достигнуть приемлемых уровней излучения.

ИСТОЧНИКИ, ДЛЯ КОТОРЫХ ЗАЩИТА ПРАКТИЧЕСКИ НЕОСУЩЕСТВИМА

6.14. Некоторые работы приходится выполнять в ситуациях, в которых обеспечение защиты практически неосуществимо. В качестве примера можно назвать работы на водосборниках парогенераторов водо-водяных энергетических реакторах, а также удаление изоляции с трубопроводов первого контура легководных ядерных реакторов с проведением эксплуатационного контроля трубопроводов. В этих случаях проект должен обеспечивать, что а) работа может быть выполнена так быстро, насколько это реально возможно, и что б) имеются условия для использования дистанционно управляемого оборудования, как это обсуждено в пунктах 4.39 и 4.40.

ИСТОЧНИКИ, ВНОСЯЩИЕ ДОМИНИРУЮЩИЙ ВКЛАД В ДОЗЫ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И В ОБЪЕМЫ ОТХОДОВ

6.15. Источники излучения, которые вносят вклад в дозы облучения, полученные во время вывода из эксплуатации, вызываются продуктами активации в узлах активной зоны реактора и окружающих её материалов, загрязнениями в первом контуре реактора и вспомогательных контурах, а также накоплением радиоактивных материалов на атомной электростанции.

6.16. В правильно спроектированном и эксплуатируемом реакторе, основным источником излучения будут продукты активации в активной зоне реактора и вблизи неё. Важными радионуклидами будут те, у которых период полураспада составляет нескольких лет или больше. Во многих случаях самым важным изотопом в течение десятков лет после окончательного останова реактора будет ^{60}Co , являющийся результатом примесей в стали, и он будет продолжать доминировать до тех пор, пока ^{63}Ni в стали не станет важным. В этом случае контроль уровней примесей, который осуществляется для того, чтобы контролировать величину этого источника во время эксплуатации, также будет эффективен при контроле его во время вывода из эксплуатации.

6.17. В случае бетона параметры источника выброса могут воздействовать как на дозы облучения, получаемые работниками, так и объем нарабатываемых радиоактивных отходов. В этом случае в параметрах источника выброса будут доминировать радионуклиды, которые не очень важны во время эксплуатации, например, изотопы редкоземельных элементов, и контроль таких примесей может быть важным аспектом процесса проектирования.

6.18. При эксплуатации реактора с поврежденными оболочками тепловыделяющих элементов может произойти загрязнение первого и вспомогательных контуров альфа-излучателями. Количество облученного топлива, осажденного на поверхностях, может достигнуть нескольких десятков граммов¹³. Для таких ситуаций риск внутреннего облучения альфа-излучателями представляет собой особую опасность во время технического обслуживания, эксплуатации и вывода из эксплуатации, поэтому необходимо предпринять соответствующие меры предосторожности, такие как обеспечение устройствами защиты органов дыхания.

ОСОБЫЕ ОПАСНОСТИ

6.19. Особая опасность может заключаться в том, что обычно называют "горячими пятнами". Горячие пятна появляются в результате активации малых объектов, присутствующих в теплоносителе. Этими объектами могут быть:

- частицы металла в результате нештатного износа узлов и/или тепловыделяющих сборок;
- обломки, оставшиеся в первом контуре реактора и в других контурах, связанных с ним;
- участки отложений большой толщины на топливе.

6.20. Концентрация активности в таких горячих пятнах будет зависеть от материала и от времени активации. Эти горячие пятна обычно перемещаются от контура к контуру в соответствии с током воды. Величина мощности доз от таких источников находится в диапазоне от нескольких десятков мЗв/ч до нескольких сот Зв/ч при контакте.

¹³ В корпусных водо-водяных энергетических реакторах, которые были подвержены явлению "отбойной струи", количество облученного осажденного топлива может достигнуть нескольких сотен граммов.

ИСТОЧНИКИ, ВНОСЯЩИЕ ВАЖНЫЙ ВКЛАД В ДОЗЫ ПРЕДСТАВИТЕЛЕЙ НАСЕЛЕНИЯ

6.21. Как обсуждается в Приложении II, следует отметить, что понятие "важного вклада (вкладчика) в дозы" – понятие относительное.

6.22. Важными вкладчиками в дозы представителей населения, как правило, являются:

- ^{14}C , ^3H и ^{85}Kr , потому что лучшие реально имеющиеся средства для их удаления системами обращения с радиоактивными отходами не эффективны и потому что периоды их полураспада длительны;
- ^{41}Ar является важным вкладчиком, хотя его период полураспада короток, но он выпускается в большие объемы воздуха (при вентилировании защитных оболочек при эксплуатации перспективных газоохлаждаемых реакторов и некоторых корпусных водо-водяных энергетических реакторов);
- ^{133}Xe является слабым гамма-излучателем, но это может быть важным при работе реактора со значительным количеством дефектов оболочек тепловыделяющих элементов;
- йод, цезий и продукты коррозии.

6.23. Подробности того, как оценить радиоактивное облучение населения из-за выброса радиоактивных веществ в окружающую среду, даны в ссылке [II-1, I-5], упомянутой в Приложении II.

7. КОНТРОЛЬ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ И ВО ВРЕМЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

7.1. Для эффективного выполнения задачи радиационной защиты персонала площадки и населения в проекте атомной электростанции необходимо предусмотреть хорошо спланированную программу радиационного контроля (ссылка [2], пункты 2.38, 2.39). Требования к эксплуатационным аспектам такой

программы радиационного контроля установлены в Приложениях I и III Основных норм безопасности [2] и в пунктах 6.105 и 6.106 Ссылки [1].

7.2. Контроль для целей радиационной защиты требуется как при эксплуатации атомной электростанции, так и при выводе её из эксплуатации, и общие условия, обсуждаемые здесь, применимы к обоим случаям. Однако, на более поздних стадиях вывода из эксплуатации, некоторая часть первоначально используемого контрольного оборудования может быть удалена или может стать ненужной; может возникнуть необходимость в применении иных мер контроля в силу специфики деятельности по выводу из эксплуатации. В связи с этим проект системы радиационного контроля должен быть рассмотрен до начала каждой из стадий вывода из эксплуатации.

7.3. Стационарная и переносная аппаратура для радиационных измерений используется для того, чтобы обеспечить защиту персонала на атомной электростанции и населении от излучения, которое сопровождает эксплуатацию атомной электростанции, так и её вывод из эксплуатации. Это достигается путем контроля условий окружающей среды на рабочем месте и за пределами площадки и контроля персонала на радиоактивное загрязнение в фиксированных точках входа и выхода между различными зонами.

7.4. Эти приборы должны вести контроль мощностей доз облучения, доз облучения и радиоактивных веществ в системах и помещениях атомной электростанции, а также выбросы радиоактивных материалов. Для того чтобы обнаружить наличие радиоактивных материалов в воздухе помещений и в системах вентиляции, необходимо установить системы контроля радиоактивности воздуха. Необходимо производить измерения характеристик излучения в технологических потоках для того, чтобы контролировать перенос радиоактивных веществ в жидкостных и газовых системах на атомной электростанции. Для контроля жидких и газообразных выбросов с атомной электростанции необходимо осуществлять измерения характеристик излучения выбросов. Некоторые системы и приборы измерения радиоактивности могут также предоставлять информацию, которая имеет отношение к эксплуатации других систем.

7.5. Оборудование для выполнения этих задач контроля должно быть предусмотрено в проекте атомной электростанции. Обоснование и проектные основы измерительных каналов, их диапазонов измерений и расположение датчиков должны быть документально зарегистрированы. Эти системы должны отвечать требованиям национальных регулирующих органов. Оборудование, важное для безопасности, должно быть резервировано, чтобы обеспечить, что

контроль всегда возможен. Основная информация по электротехническим требованиям и по требованиям к проведению измерений характеристик излучения в части проектирования приборов и устройств дана в стандартах Международной электротехнической комиссии (МЭК) и Международной организации по стандартизации (ISO).

7.6. При выборе устройств радиационного контроля нужно, как минимум, рассматривать следующие характеристики:

- 1) диапазон мощности доз или концентрации активности;
- 2) чувствительность;
- 3) подлежащие контролю радионуклиды;
- 4) уставки срабатывания тревожных сигналов при превышении пороговых значений;
- 5) источник питания и резервный источник питания;
- 6) условия окружающей среды;
- 7) обеспечение условий для проведения испытаний, калибровки и простоты технического обслуживания;
- 8) обеспечение сохранения работоспособности во время нештатных ситуаций;
- 9) реакция на перегрузки;
- 10) признаки отказов;
- 11) возможность взаимного влияния или искажения полученных данных из-за наличия в данном месте других радионуклидов, в особенности при контроле нейтронов, трития и других источников бета-излучения.

7.7. Измерительные системы должны быть спроектированы таким образом, чтобы сохранять свою работоспособность в заданных условиях окружающей среды. По крайней мере, необходимо определить диапазон температурных условий, давления, влажности, вибрации и окружающих радиационных полей.

7.8. Измерительные системы должны быть способны обнаруживать и указывать, с приемлемым запасом, результаты измерения, которые ниже или выше, чем заданные минимальные и максимальные величины оцененной измеренной переменной. В особых случаях может оказаться необходимым использовать два или более измерительных канала, чтобы перекрыть указанный диапазон измерений. В этих случаях диапазоны измерений должны перекрываться с достаточным запасом.

7.9. Система, которая выдает соответствующие данные по измеренным параметрам излучения на атомной электростанции, должна быть установлена в

помещении центрального блочного щита управления, в помещении отдела радиационной безопасности, в некоторых локальных контрольных пунктах и в помещении компьютерной информационной системы атомной электростанции. Предупредительная сигнализация должны быть развернута в той степени, которая оправдана на основе проектных целей систем измерения излучения.

7.10. Оборудование для контроля индивидуальных доз работников должно включать средства, необходимые для измерения, оценки и регистрации доз, полученных от внешних и внутренних источников. Общие эксплуатационные аспекты индивидуального контроля доз (дозиметры внешнего излучения, методы оценки внутренней дозы, и т.д.) рассматривают в Ссылках [17, 18].

СИСТЕМЫ ДОЗИМЕТРИИ МЕСТНОСТИ В ПРЕДЕЛАХ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

7.11. Дозиметрия местности включает измерение мощности доз облучения и количество аэрозольного радиоактивного материала.

7.12. В зонах регулируемого посещения необходимо установить постоянно действующие стационарные приборы с возможностью подачи локального предупредительного сигнала и однозначного считывания данных для того, чтобы предоставлять информацию относительно мощности доз облучения и аэрозольного загрязнения в выбранных зонах. Для того чтобы контролировать специальные операции по техническому обслуживанию, которые длятся только короткое время, и особенно для контроля в зонах, где высокие мощности дозы могут изменяться, необходимо предоставить дополнительные портативные измерители мощности дозы, оборудованные устройством подачи предупредительного сигнала в случае превышения предварительно заданных величин. При проектировании систем подачи акустического предупредительного сигнала необходимо принимать во внимание вероятный уровень шума в соответствующих зонах. Необходимо также обеспечить наличие измерителей радиоактивного загрязнения поверхностей.

7.13. В легководных ядерных реакторах внешние системы радиационного контроля должны быть установлены:

- в защитной оболочке реактора;
- в помещениях, примыкающих к верхней части защитной оболочки реактора (зона перегрузки ядерного топлива);
- в хранилище отработанного ядерного топлива;

- на машине для перегрузки топлива;
- на установке переработки радиоактивных отходов и в хранилище радиоактивных отходов;
- на установке дезактивации;
- на маршрутах транспортировки топлива и отходов.

На других типах реактора подобные условия должны быть созданы в соответствующих местах.

7.14. На атомной электростанции в выбранных местах должны быть установлены стационарные измерители уровня радиоактивности воздуха. Необходимо производить определение концентрации активности в воздухе, по крайней мере, в тех доступных помещениях зоны регулируемого посещения, где могут присутствовать радиоактивные вещества в таких количествах, которые могут повлиять на дозы облучения, получаемые работниками. На легководных ядерных реакторах датчики контрольно-измерительных приборов должны быть также установлены в каналах вентиляции для отработанного воздуха из следующих зон:

- защитной оболочки реактора;
- хранилища топлива;
- вспомогательного здания;
- здания, где находятся радиоактивные отходы.

На других типах реакторов подобные устройства должны быть установлены в соответствующих местах.

7.15. При выборе этих измерителей уровня радиоактивности воздуха необходимо принимать во внимание физическую форму аэрозольного загрязнения (т.е. является ли загрязнение газообразным или в виде макрочастиц), а также химический состав определенных радионуклидов (например, радиоактивный йод). Измерения уровня загрязнения воздуха должны осуществляться таким образом, чтобы отобранные пробы были настолько представительными, насколько это практически осуществимо.

7.16. Также необходимо обеспечить контроль загрязнения воздуха и поверхностей на входах и на выходах из зон, где должна производиться работа с радиоактивными веществами.

КОНТРОЛЬ ВЫБРОСОВ

7.17. Необходима установка оборудования, которое предназначено для контроля и регистрации всех выбросов радиоактивных жидких и газообразных веществ в окружающую среду [1]. Кроме того, необходимо установить оборудование, чтобы контролировать системы, которые могут внести большой вклад в полную величину выбросов атомной электростанции. В реакторах с водным теплоносителем должен быть обеспечен контроль следующих систем (там, где это применимо):

- системы сброса газообразных отходов;
- коллектора системы вытяжной вентиляции баков с радиоактивными отходами;
- систем вентиляции зданий с потенциальным радиоактивным загрязнением.

7.18. Кроме того, в реакторах с прямым циклом, необходимо обеспечить контроль системы удаления воздуха из конденсатора. На корпусных водоводяных энергетических реакторах это также является полезным для обнаружения разрывов трубок парогенератора. На газоохлаждаемых реакторах необходимо обеспечить возможность отбора проб и контроля всех эксплуатационных сбросов реакторного теплоносителя.

7.19. Оборудование для контроля выбросов должно быть способным к определению общей радиоактивности и изотопного состава выбросов. Это может быть осуществлено посредством оперативных измерений и лабораторных анализов. Руководство по контролю выбросов дано в ссылке [19].

8. РАДИАЦИОННЫЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ

8.1. Атомные электростанции должны быть оснащены стационарными системами измерения характеристик излучения для контроля концентрации активности в технологических жидкостях и газах. Цель этих измерений – обнаружить негерметичность ядерного топлива и протечки радиоактивных материалов из технологических систем или, наоборот, в них.

8.2. Установленное оборудование для измерения характеристик излучения должно использоваться для контроля концентрации активности в воде первого контура и во втором контуре корпусных водо-водяных энергетических реакторов и в теплоносителе первого контура и в трубопроводах свежего пара в ядерных реакторах кипящего типа. В реакторах с непрямым циклом системы второго контура работают под более низким давлением, чем системы первого контура, и радиоактивные материалы могут быть перенесены из первого контура во второй через течь в теплообменнике. Это также может произойти в корпусных водо-водяных энергетических реакторах и быстрых реакторах-размножителях. Именно поэтому необходим контроль радиоактивности во втором контуре. Большие течи, которые могут потребовать оперативных действий, могут быть обнаружены посредством контроля радиоактивности либо трубопровода свежего пара второго контура (реакция на ^{16}N), либо основных линий сброса воздуха из конденсатора (реакция на продукты деления).

8.3. Другой метод обнаружения течей в системы второго контура реакторов с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением заключается в контроле количества подпиточной воды, подаваемой в первый контур, поскольку нормальная величина течи из первого контура очень мала, и очевидно, что любое увеличение этой течи является показателем падения уровня в баке хранения подпиточной воды. Для реакторов с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением другими эффективными методами обнаружения утечек во второй контур являются: i) контроль радиоактивности трития и ii) контроль концентрации тяжелой воды.

8.4. Системы очистки радиоактивных газов равно как и как системы переработки жидких и твердых радиоактивных отходов должны быть оснащены соответствующими системами для радиационного технологического контроля.

8.5. Необходимо обеспечить соответствующие средства, позволяющие контролировать радиоактивность в системах с текучими средами, где существует потенциальная возможность значительного радиоактивного загрязнения. Кроме того, необходимо обеспечить возможность сбора технологических образцов для более подробного анализа в радиохимических лабораториях на площадке атомной электростанции.

8.6. Вспомогательные системы, которые могут также могут подвергнуться загрязнению:

- системы хранения, охлаждения и промывки облученного топлива;
- прямки, связанные с дренажными системами для радиоактивных жидкостей;
- вентиляционные каналы для радиоактивных выбросов;
- контура или системы, отделенные только одним барьером от радиоактивных контуров (которые, например, могут стать загрязненными вследствие течей в теплообменниках).

Необходимо обеспечить оборудование для регулярного осуществления отбора образцов с целью определения содержания радионуклидов в этих системах.

8.7. Тепловыделяющие элементы подлежат удалению из активной зоны реактора при достижении заданного выгорания или при наличии у них недопустимых дефектов. Для обнаружения дефектов в тепловыделяющих элементах проект реактора должен включать систему контроля. Эта система может работать на принципе измерения радиоактивности тех продуктов деления в объеме теплоносителя или в объеме сбросных газов при эксплуатации атомной электростанции, которые являются самыми существенными для обнаружения недопустимых дефектов в тепловыделяющих элементах. Система контроля должна быть способной определять конкретные тепловыделяющие элементы или каналы, содержащие тепловыделяющие элементы, у которых есть недопустимые дефекты. Это может быть осуществляться как при работе реактора на мощности, так и во время его останова.

9. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ

9.1. Проект атомной электростанции должен включать вспомогательные установки для эффективного радиологического контроля в ходе эксплуатации и при техническом обслуживании атомной электростанции и для обеспечения реагирования на аварийные ситуации. В частности, вспомогательные установки необходимы для того, чтобы ограничить распространение загрязнения в пределах зоны регулируемого посещения и чтобы предотвратить распространение загрязнения за пределами этой зоны; они также необходимы для обеспечения адекватного контроля рабочих мест и осуществления индивидуального дозиметрического контроля, для того, чтобы обеспечить работников необходимым защитным оборудованием, и для того, чтобы

управлять другими функциями радиационной безопасности. Эти вспомогательные установки должны включать следующее:

- 1) офис службы радиационной безопасности, включая проведение испытаний и калибровки радиологических приборов и защитного оборудования;
- 2) раздевалка для переодевания в защитную спецодежду;
- 3) установка дезактивации персонала;
- 4) установка дезактивации оборудования;
- 5) прачечная для загрязненной спецодежды;
- 6) помещения оказания неотложной медицинской помощи;
- 7) радиохимическая лаборатория (для подготовки проб и измерения радиоактивности);
- 8) склад для хранения загрязненных деталей и инструментов;
- 9) мастерская для работы с загрязненным оборудованием;
- 10) склад для источников излучения;
- 11) установки для обращения с радиоактивными отходами, их кондиционирования и хранения;
- 12) дозиметрическая лаборатория или дозиметрический контроль при наличии внешнего подрядчика, предоставляющего услуги дозиметрии;
- 13) система регистрации и хранения данных для создания соответствующих баз данных и обновления их по мере необходимости соответствующими данными;
- 14) запасной или вынесенный центр управления радиационной безопасностью;
- 15) площадка сосредоточения на атомной электростанции на случай аварии;
- 16) центр аварийного управления;
- 17) обозначенное укрытие для персонала атомной электростанции.

9.2. Следующее оборудование должно быть установлено и быть в наличии прежде, чем начнет работать атомная электростанция:

- 1) защитная спецодежда, обувь и т.д.;
- 2) защитное оборудование для дыхательных путей;
- 3) пробоотборники воздуха и оборудование для измерения концентрации аэрозольной радиоактивности;
- 4) портативные измерители мощности дозы с акустическим предупредительным сигналом с регулируемой уставкой срабатывания для контроля загрязнения персонала и поверхностного загрязнения;
- 5) мобильные защитные экраны, знаки, веревки, стойки и приспособления для дистанционной работы с радиоактивными материалами;

- 6) связное оборудование;
- 7) метеорологические приборы;
- 8) оборудование для контроля поступления радионуклидов в организм отдельных индивидуумов;
- 9) контейнеры для временного хранения твердых радиоактивных отходов и специальные контейнеры для радиоактивных жидкостей;
- 10) аварийное оборудование (включая дополнительную защитную спецодежду, самоходные пробоотборники воздуха и транспортные средства для использования в случае аварии);
- 11) оборудование для оказания скорой медицинской помощи;
- 12) оборудование для отбора проб и проведения анализов на площади вокруг зоны хранения радиоактивных отходов, такое как скважинное контрольное оборудование для подземных хранилищ радиоактивных отходов.

10. ЗАЩИТА ПЕРСОНАЛА ПЛОЩАДКИ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ

10.1. Это Раздел обсуждает вопросы проектирования с точки зрения защиты персонала площадки от излучения, которое является результатом аварийных условий. В процессе проектирования необходимо провести правильную оценку величины, расположения, возможных механизмов переноса и путей распространения облучения для источников излучения, которые будут присутствовать в ходе и после аварийной ситуации. Все потенциальные сценарии аварии, включая тяжелые аварии, должны быть учтены в этой оценке (см. Приложение III).

10.2. Проект должен быть выполнен так, чтобы оператор мог обеспечить безопасность всех людей на площадке в случае аварии или радиологической аварийной ситуации в соответствии с международными требованиями по противоаварийной готовности [20].

10.3. Необходимо проанализировать те зоны атомной электростанции, в которых необходимо сохранить пребывание персонала как с целью принятия мер по управлению аварией, так и мер противоаварийной готовности. Зоны, в которые в случае аварийной ситуации может понадобиться доступ, включают в себя центральный блочный щит управления, помещения, где расположены

аварийные системы (или пространства, примыкающие к этим помещениям), установки отбора проб на площадке (из защитной оболочки реактора, из вытяжной трубы и т.д.), центр аварийного управления, лаборатории и помещения технической поддержки. С этой целью необходимо разработать инструкции по эксплуатации атомной электростанции с точки зрения действий, направленных на управление аварией, на проведение технического обслуживания и обеспечение противоаварийной готовности. Изменения проекта должны быть основаны на выводах, сделанных по результатам оценок сохранения пребывания персонала, как это обсуждается в Ссылках [21-23].

10.4. Необходимо определить ожидаемые опасные условия, в которых работникам противоаварийных формирований может оказаться необходимым выполнять функции противоаварийного реагирования на площадке атомной электростанции или за её пределами. Необходимо предпринять все практически возможные меры для обеспечения защиты работников противоаварийных формирований во всем диапазоне ожидаемых опасных условий, в которых им, вероятно, придется выполнить функции противоаварийного реагирования на площадке атомной электростанции или за её пределами. Эти приготовления должны включать в себя: организацию постоянной оценки и регистрации доз облучения, полученных работниками противоаварийных формирований; процедуры, призванные обеспечить, что полученные дозы и загрязнение контролируются в соответствии с установленным порядком и в соответствии с международными стандартами [20]; организацию обеспечения соответствующим специализированным защитным оборудованием, инструкциями и тренировками персонала в области противоаварийной готовности в ожидаемых опасных условиях.

10.5. Необходимо обеспечить защиту источников излучения в дополнение к тем мерам защиты, которые требуются во время эксплуатации, для того чтобы обеспечить, что персонал будет иметь доступ в центральный блочный щит управления и находиться в этом помещении, или иметь доступ к вспомогательным пунктам управления (например, в помещение удаленного щита останова реактора) с тем, чтобы иметь возможность эксплуатировать и обслуживать существенное оборудование¹⁴ не превышая установленные

¹⁴ Термин "существенное оборудование" здесь обозначает оборудование, которое должно сохранять работоспособность для предотвращения развития аварии или дальнейших выбросов радиоактивности (например, насосы в реакторах с водяным теплоносителем или газодувки в газоохлаждаемых реакторах, которые необходимы для поддержания охлаждения активной зоны), а также оборудование, которое необходимо для контроля состояния атомной электростанции после аварии.

пределы доз облучения, как это определено в пунктах V.27–V.32 Основных норм безопасности [2] и в пунктах 4.57–4.65 Ссылки [20]¹⁵. Это включает в себя доступ к оборудованию в тех случаях, когда после аварии могут понадобиться техническое обслуживание или ремонт. В целом, необходимо обеспечить такие условия, в которых непосредственное вмешательство оператора станет излишним за счет установки автоматического или дистанционно управляемого оборудования (например, клапаны с дистанционным управлением).

10.6. Необходимо предусмотреть возможность предотвращения перемещения материала источника (например, опускание активной зоны реактора на фундаментную плиту реакторного здания), уменьшение эффективности защиты (например, из-за эрозии бетона), ухудшение защиты за счет рассеянного излучения, включая рассеянное облучение сверху, причем все это может оказать большое влияние на уровни излучения после аварии.

10.7. Необходимо обеспечить сокращение до минимума аэрозольного радиоактивного загрязнения в зонах, в которые будет требоваться доступ персонала для того, чтобы обеспечить безопасность атомной электростанции или персонала площадки, например, таких как реакторное здание, как зона хранилища топлива, область склада топлива, центральный блочный щит управления атомной электростанции и вспомогательные пункты управления. Это можно обеспечить перекрытием воздухозаборников и выпускных отверстий. В этом случае необходимо обеспечить отвод тепла за счет охлаждения воздуха в рециркуляционной системе. Соответствующая часть циркулирующего воздуха должна подвергаться фильтрации, если ожидается, что протечка загрязненного воздуха вовнутрь будет слишком большой, чтобы разрешить нахождение персонала в помещении без использования защиты органов дыхания. Распространение аэрозольного загрязнения по атомной электростанции может быть ограничено посредством вторичной защитной оболочки либо выпуском в атмосферу через фильтры, если это необходимо. Особенное внимание следует уделить обитаемости центрального блочного щита управления, в особенности в части подачи кислорода и обитаемости в условиях выбросов газообразных химических продуктов.

10.8. Следует рассмотреть устройства для отбора проб газов и жидкостей после аварии (например, дистанционное осуществление отбора проб) и требования к

¹⁵ В случае аварии, пределы доз облучения для нормальной эксплуатации могут быть превышены. Необходимо использовать уровни доз облучения, которые даны в параграфе 6.13 Ссылки [7], и другие условия, как это установлено в Разделе 6 Ссылки [7] для мер вмешательства в аварийных ситуациях.

этим устройствам, а также необходимые условия защиты для обеспечения отбора проб и их исследования без чрезмерного радиоактивного облучения персонала площадки.

10.9. Необходимо обеспечить условия для приведения в состояние готовности персонала площадки и его сбора для, по крайней мере, временного укрытия той части персонала, которая не задействована в управлении аварией или в пожаротушении. Необходимо обеспечить связь между центральным блочным щитом управления, вспомогательными пунктами управления и сборными пунктами для персонала.

10.10. С целью защиты персонала должны быть обеспечены четкое обозначение помещений, отчетливые знаки и удаление любых препятствий свободному перемещению персонала площадки в проходах, что достигается, главным образом, за счет уменьшения продолжительности воздействия излучения на персонал при выполнении им действий, направленных на обеспечение безопасности в аварийной ситуации. На стадии проекта эти факторы следует принять соответствующим образом в расчет.

10.11. Помимо этого, в пределах атомной электростанции необходимо определить зоны, в которых, как ожидается, в аварийных условиях уровни радиоактивного облучения останутся низкими. Эти зоны могут быть использованы для эвакуации персонала площадки и для контроля персонала на наличие радиоактивного загрязнения [23]. Здесь также должны храниться записывающие устройства для индивидуального контроля.

11. ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ

11.1. Необходимо определить возможные последствия проектных и тяжелых аварий для того, чтобы продемонстрировать соответствие проектным целям.

11.2. Соответствие проектным целям для проектных аварий должны быть оценены посредством анализа безопасности [10]. В тех случаях, когда анализ безопасности показывает, что критерии приемки не выполняются, в проект должны быть включены дополнительные защитные устройства, либо необходимо разработать эксплуатационные меры для выполнения критериев приемки.

11.3. В целом, те выбросы, оценка которых выполнена для условий аварии, являются выбросами в атмосферу, поскольку аварийный выброс радиоактивных веществ в водную среду обычно маловероятен. Однако это необходимо проверить для каждого проекта или каждой атомной электростанции, и, например, следует рассмотреть загрязнение грунтовых вод утечками из бассейна выдержки отработанного топлива.

11.4. Дисперсия радиоактивного материала, который может быть выброшен в атмосферу в результате аварии, зависит от точки выброса и погоды во время аварии. Обычной практикой проектирования является предположение о том, что неблагоприятные погодные условия будут преобладать в течение аварии и после неё. Предположения, которые будут использоваться для оценки последствий дисперсии, должны быть согласованы с регулирующим органом на основе региональных и локальных погодных условий и условий окружающей среды. Методология для вычисления доз облучения населения должна быть разработана в соответствии с требованиями национального регулирующего органа, и это должно быть тщательно проверено [12]. Для определения критической группы существует международный руководящий документ [9]. Проектные цели обычно определяются таким образом, чтобы не принимать допущения о запрете на прием пищи, по крайней мере, для часто происходящих событий; и таким образом, для этих ситуаций потребление пищи, которая была произведена в пределах потенциально пострадавшей от радиоактивного загрязнения зоны, используется как входные данные для вычисления дозы облучения представителей населения в критических группах.

11.5. При демонстрации соответствия проектным целям в отношении доз облучения населения необходимо сделать консервативные допущения в отношении длительности облучения, погодных условий, наличия защиты и наличия населения во время аварии.

11.6. В пределах зон вне площадки, где защитные действия планируются на случай тяжелой аварии (например, зона принятия мер предосторожности и зона планирования срочных защитных действий) следует провести подготовку к проведению оперативной оценки любого радиоактивного загрязнения, выбросов радиоактивных материалов и доз с целью определения или изменения срочных защитных действий вслед за выбросом радиоактивных материалов (см. международные требования по безопасности при противоаварийном реагировании [20] и требования пунктов V.23–V.25 Основных норм безопасности [2]).

11.7. Для сценариев тяжелых аварий необходимо провести специфический анализ чтобы продемонстрировать соответствие национальным регулирующим требованиям в отношении краткосрочных долгосрочных последствий аварии. Характеристики выброса обычно оцениваются при использовании методов наилучшей оценки, в отличие от консервативных предположений, которые сделаны для проектных аварий. Кроме того, вероятностный дисперсионный код может использоваться для того, чтобы оценить риск в отношении критических групп.

11.8. В число проектных мер, которые могут быть использованы для уменьшения радиологических последствий для населения в аварийной ситуации, входят следующие меры:

- 1) обеспечение герметичности и локализации за счет защитной оболочки;
- 2) фильтрование отходящего воздуха с целью уменьшения выбросов аэрозольных радиоактивных веществ, с должным учетом того факта, что некоторые пути аварийных выбросов могут обойти вентиляционно-фильтрующую систему выпуска;
- 3) обеспечение высокого коэффициента очистки для фильтров за счет использования лучших практик в проектировании, например, в выборе материала фильтра и определении толщины фильтра, или за счет установки осушителя перед фильтром;
- 4) обеспечение защиты в местах, где радиоактивный материал, выброшенный в защитную оболочку или в здание, в противном случае вызвал бы радиоактивное облучение выше пределов, установленных для анализа аварии вследствие прямого или рассеянного излучения (включая рассеянное облучение сверху);
- 5) обеспечение средств герметизации здания защитной оболочки или сокращение расхода отходящего воздуха для обеспечения времени, достаточного для распада радионуклидов в пределах здания;
- 6) сокращение количества выбросов радиоактивных веществ за счет уменьшения скорости выхода текучих сред либо за счет сокращения времени закрытия клапанов;
- 7) обеспечение эффективности спринклерной системы для захватывания йода путем добавления в воду соответствующих химических продуктов (например, гидразингидрата) или добавления химикатов в приток реактора¹⁶;

¹⁶ В случае спринклерных систем, следует тщательно контролировать наличие трития в защитной оболочке.

- 8) определение на стадии проекта запретной зоны, в которую запрещен доступ населения.

Кроме того, необходимо предпринять несколько типов проектных мер, связанных с обеспечением безопасности (которые могут основываться на вероятностном анализе безопасности), включая:

- 1) разработку или модернизацию систем безопасности, систем аварийной защиты реактора и систем контрольно-измерительных приборов с целью сокращения до минимума неправильного срабатывания оборудования и ошибок оператора, которые могли бы потенциально привести к запроектным событиям или к тяжелым авариям;
- 2) обеспечение энергопитания существенного оборудования, контрольно-измерительных приборов, включая приборы дозиметрического контроля и системы аварийной защиты.

11.9. На случай аварийной ситуации необходимо предусмотреть обеспечение того, что соответствующая информация во время аварии будет зарегистрирована и сохранена для использования, для проведения оценок после аварии и для долгосрочной дозиметрии и сопровождения работников противоаварийных формирований и представителей населения, которым потенциально мог быть нанесен ущерб.

12. РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ И КОНТРОЛЬ ЗАГРЯЗНЕНИЙ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ

12.1. Системы радиационного контроля для управления аварией на атомной электростанции должны обладать свойствами, соответствующими постулированным аварийным условиям и, в той степени, что необходима и практически осуществима, они должны также сохранять работоспособность во время тяжелых аварий. Необходимо обеспечить наличие портативного контрольно-измерительного оборудования (для контроля мощности доз и уровня загрязнений поверхностей и аэрозольных загрязнений) с диапазонами измерений, которые соответствовали бы условиям тяжелых аварий. Цель заключается в том, чтобы позволить оператору иметь быстрый и достоверный способ оценить уровни излучения повсюду на атомной электростанции и вблизи неё и, следовательно, предпринять любые действия, которые могут быть

необходимыми в таких аварийных условиях. Более подробно требования и рекомендации по управлению авариями в других изданиях МАГАТЭ [20, 23]. Требования в отношении организации планирования и проведения противоаварийных мероприятий после аварии, а также контроль, который необходим, чтобы обеспечить при необходимости доступ персонала после аварии на атомной электростанции, описаны в Ссылке [20]. Особое внимание должно быть обращено на возможность нахождения персонала на главном блочном щите управления и на осуществление необходимых противоаварийных мероприятий на площадке.

12.2. В соответствии с международными рекомендациями [17, 18], необходимо провести подготовку с целью оперативной оценки следующих параметров: аномальных условий на установке; экспозиционные дозы и выбросы радиоактивного материала; радиологические условия на площадке и за её пределами. Это должно включать в себя получение информации, необходимой для поддержки действий оператора, направленных на смягчение последствий аварии, классификацию аварийной ситуации, срочные защитные действия на площадке, защиту работников и рекомендации по оперативным защитным действиям за пределами площадки. Эта подготовка также должна включать обеспечение доступа к контрольно-измерительным приборам, отображающим или измеряющим те параметры, которые могут быть быстро измерены или наблюдаться в случае ядерной или радиологической аварии и которые формируют основу для классифицирования событий. Диапазон измерений контрольно-измерительных приборов или систем на установке должен быть адекватным всему диапазону постулированных аварийных ситуаций, включая тяжелые аварии, по согласованию с регулирующим органом.

12.3. Необходимо обеспечить средства для того, чтобы оператор знал о работе систем радиационного контроля в тех условиях окружающей среды, которые имеют место в результате аварии. Наиболее жесткие проектные требования предъявляются к системам измерения излучений, расположенных внутри защитной оболочки реактора или вблизи неё. Проектирование систем пробоотбора и прямых измерений радиоактивности газообразных выбросов также является сложной задачей.

12.4. Следует произвести правильную оценку всех возможных зон сосредоточения радиоактивных материалов в пределах атомной электростанции и выбросов, которые могут произойти в результате аварий, включая радиоизотопный состав выбросов и ожидаемого загрязнения окружающей среды для того, чтобы обеспечить, что проект в части контрольно-измерительных приборов адекватен для достижения его цели, которая включает

обеспечение измерений в необходимом диапазоне. Это особенно справедливо в отношении тяжелых аварий, где радиационные поля в самой защитной оболочке и в газах, которые могут быть выброшены из неё, могут достигнуть окружающих уровней внешнего излучения, приводя к мощностям дозы до 10^6 Гр/ч и концентрациям радиоактивности йодидов и аэрозолей до 10^{15} Бк/м³.

12.5. Удобство использования измерительных систем должно быть сохранено в заданных условиях окружающей среды после аварии. По крайней мере необходимо задать эксплуатационные диапазоны температуры, давления, влажности, вибрации и окружающих радиационных полей.

12.6. Аэрозольный йод и радиоактивный материал в виде макрочастиц должны быть измерены посредством пропускания проб воздуха через комбинированные фильтры очистки от макрочастиц и йода, которые затем подвергаются гамма-спектроскопии, которая выполняется либо при помощи переносного оборудования, либо оборудования, установленного в лаборатории и используемого в условиях аварии. Необходимо заранее обеспечить средства транспортировки переносного контрольно-измерительного оборудования.

12.7. Для условий проектных аварий источник аварийного энергопитания постоянно работающих систем радиационного контроля должен соответствовать критерию единичного отказа.

12.8. Данные по измерению характеристик излучения в аварийных условиях должны быть доступными на центральном блочном щите управления и в таких местах, как аварийный щит управления, откуда персонал осуществлял бы меры по управлению аварией. Для обеспечения передачи информации и указаний между различными подразделениями атомной электростанции и обеспечения внешней связи с другими организациями, при необходимости, нужно установить соответствующие системы связи. Необходимо обеспечить прямую передачу соответствующих данных в центр противоаварийного реагирования.

12.9. После аварии необходимо обеспечить наличие средств для отбора представительных проб газов и воды из защитной оболочки реактора для лабораторных измерений. Оборудование для отбора проб должно быть спроектировано таким образом, чтобы выдерживать не только условия проектной аварии, но и условия, которые возникли бы после тяжелой аварии. Лаборатория должна быть приспособлена к безопасному обращению и анализу таких "горячих" проб.

12.10. Вблизи площадки атомной электростанции должна быть развернута измерительная сеть для проведения автоматического измерения характеристик внешнего излучения. Этот тип измерительной системы снабжает оператора и организацию, осуществляющую противоаварийное реагирование, данными в реальном времени по уровням излучений в окружающей среде. Такие данные по уровням излучений в окружающей среде полезны на ранней фазе выброса от атомной электростанции для принятия решений по применению мер противоаварийного реагирования и для определения характеристик выброса радиоактивных веществ за пределы защитной оболочки реактора.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций: проектирование, Серия норм безопасности МАГАТЭ № NS-R-1, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [2] ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, Серия изданий МАГАТЭ по безопасности № 115, МАГАТЭ, Вена (1997).
- [3] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Радиационная защита и обращение с радиоактивными отходами при эксплуатации атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ № NS-G-2.7, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [4] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обращение с радиоактивными отходами перед их захоронением, включая снятие с эксплуатации, Серия норм безопасности МАГАТЭ № WS-R-2, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [5] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обращение с радиоактивными отходами высокого уровня активности перед их захоронением, Серия норм безопасности МАГАТЭ № WS-G-2.6, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [6] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обращение с радиоактивными отходами низкого и среднего уровня активности перед их захоронением, Серия норм безопасности МАГАТЭ № WS-G-2.5, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [7] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Радиационная защита при профессиональном облучении, Серия норм безопасности МАГАТЭ № RS-G-1.1, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [8] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Регулирующий контроль радиоактивных выбросов в окружающую среду, Серия норм безопасности МАГАТЭ № WS-G-2.3, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Principles of Monitoring for the Radiation Protection of the Population, Publication 43, Pergamon Press, Oxford and New York (1985).
- [10] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ № NS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [11] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обеспечение качества для безопасности атомных электростанций и других ядерных установок, Серия изданий по безопасности, № 50-C/SG-Q, МАГАТЭ, Вена (1998).

- [12] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Рассеяние радиоактивных материалов в воздухе и воде и учет распределения населения при оценке площадки для атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ № NS-G-3.2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, A Simplified Approach to Estimating Reference Source Terms for LWR Designs, IAEA-TECDOC-1127, IAEA, Vienna (1999).
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, A Compilation of the Major Concepts and Quantities in Use by ICRP, Publication 42, Pergamon Press, Oxford and New York (1984).
- [15] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Снятие с эксплуатации блоков атомных электростанций и исследовательских реакторов, Серия норм безопасности МАГАТЭ № WS-G-2.1, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna (2000).
- [17] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Оценка профессионального облучения от внешних источников ионизирующего излучения, Серия норм безопасности МАГАТЭ № RS-G-1.3, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [18] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Оценка профессионального облучения вследствие поступления радионуклидов, Серия норм безопасности МАГАТЭ № RS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.8, IAEA, Vienna (2005).
- [20] ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, УПРАВЛЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО КООРДИНАЦИИ ГУМАНИТАРНОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Готовность и реагирование в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации, Серия норм безопасности МАГАТЭ № GS-R-2, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, On-Site Habitability in the Event of an Accident at a Nuclear Facility, Safety Series No. 98, IAEA, Vienna (1989).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1, IAEA, Vienna (2007).

- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 32, IAEA, Vienna (2004).

Настоящая публикация была заменена публикацией IAEA Safety Standards Series No. SSG-90.

Приложение I

ПРИМЕНЕНИЕ ПРИНЦИПА ОПТИМИЗАЦИИ

I-1. Фундаментальная роль оптимизации в проектировании атомной электростанции и ее узлов должна обеспечить, что в принятии инженерных решений в части контроля доз облучения использован структурированный подход. Часто это – вопрос вынесения суждения. В большинстве случаев, в ходе процесса оптимизации необходимо достичь баланса с учетом необходимости снижения доз, необходимости обеспечения бесперебойного производства энергии и с учетом соответствующих затрат. Очень часто для принятия решений об оптимальном достижимом уровне защиты качественный подход, основанный на использовании лучшей имеющейся и проверенной технологии, может оказаться достаточным. На стадии разработки проекта атомной электростанции, или проекта значительной модификации или вывода из эксплуатации, где предусматриваются большие расходы, предпочтительным является использование более структурированного подхода [I-1], и могут применяться методы, способствующие принятию решений.

I-2. Для тех типов реакторов, по которым имеется значительный эксплуатационный опыт, многие критерии и входные параметры, которые требуются в таком процессе принятия решения, могут быть определены количественно. Это происходит благодаря тому, что:

- значительное количество данных было получено на эксплуатируемых атомных электростанциях о параметрах, которые имеют отношение к облучению персонала площадки и представителей населения;
- достигнут прогресс в понимании явлений, которые определяют наработку и перенос радиоактивных материалов в пределах атомной электростанции;
- было разработано специализированное программное обеспечение для прогнозирования таких ситуаций, где качество данных недостаточно или где в проект были внесены существенные изменения.

I-3. Если такая база данных доступна, то должны использоваться методы дифференциального анализа выгодности затрат или другие соответствующие методы [от I-2 до I-5]. В некоторых случаях, вероятно, будет невозможно определить количественно все соответствующие факторы или выразить их в сопоставимых единицах. Также может оказаться трудным сбалансировать индивидуальные и коллективные дозы, а также принять в расчет последствия для профессиональных доз или дальнейшего снижения доз облучения

населения, а также более широкие социальные факторы, которые может принести такое снижение доз. Для этих ситуаций может оказаться полезным использование более сложной качественной методики оказания помощи в принятии решений, такой как многокритериальный анализ. При проведении такого анализа производится оценка вариантов по нескольким показателям. Одна такая методика описана в Ссылке [I-6].

I-4. Если выполняется пошаговый анализ выгоды затрат, то необходимо установить денежное выражение предотвращенной дозы, которое может быть одобрено или не одобрено регулирующим органом. В различных государствах используются различные величины [I-7, I-8].

I-5. В том случае, если для контроля профессионального облучения используется денежное выражение предотвращенной дозы, можно применить базовое значение денежного выражения дозы и увеличение этого значения по мере приближения индивидуальной дозы к этому пределу дозы облучения. Этот подход соответствует задаче ухода от больших различий в дозах, которые получает персонал различных категорий при работе в зоне регулируемого посещения. Эта зависимость отражает неприятие как таких различий в дозах, так и к величине риска, и гарантирует, что тем работникам, которые могут получить самые высокие дозы, уделяется самое пристальное внимание.

I-6. Результаты всех этих анализов являются лишь инструментом в процессе принятия решения и сами по себе не выдают готового решения. Мнение экспертов все еще вносит существенный вклад в принятие решения. Из опытного суждения есть все еще большой вклад. Например, анализ, возможно, не может дать экономического обоснования использования дистанционно управляемого оборудования для того, чтобы избавить персонал от необходимости входить в области с высокими уровнями излучения или загрязнения, но исходя из социальных оснований, решение о предоставлении такого оборудования может быть принято. Уровень сложности, с которой выполняются эти анализы, должен отражать величину дозы, которая является предметом рассмотрения.

I-7. При оптимизации проекта необходимо понять, что излучение – только один из нескольких видов опасности, которым будет подвергаться персонал площадки. Меры, направленные на уменьшение радиоактивного облучения, не должны увеличивать общую величину опасности [I-9].

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ПРИЛОЖЕНИЮ I

- [I-1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Снятие с эксплуатации блоков атомных электростанций и исследовательских реакторов, Серия норм безопасности МАГАТЭ № WS-G-2.1, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [I-2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Optimization and Decision-Making in Radiological Protection, Publication 55, Pergamon Press, Oxford and New York (1989).
- [I-3] CLARK, M., FLEISHMAN, A., WEBB, G.A.M., Optimisation of Radiological Protection of the Public: A Provisional Framework for the Application of Cost-Benefit Analysis to Normal Operation, Rep. NRPB R-120, National Radiological Protection Board, Didcot, Oxon (1981).
- [I-4] WEBB, G.A.M., Cost-Benefit Analysis in the Optimization of Radiological Protection, National Radiological Protection Board, Rep. NRPB-ASP-9, National Radiological Protection Board, Didcot, Oxon (March 1986).
- [I-5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 21, IAEA, Vienna (2002).
- [I-6] ROYAL COMMISSION ON ENVIRONMENTAL POLLUTION, Best Practicable Environment Option, 12th Report, HMSO, London (1988).
- [I-7] LOCHARD, J., LEFAURE, C., SCHIEBER, C., SCHNEIDER, T., A model for the determination of monetary values of the man-sievert, J. Radiol. Prot. 16 3 (1996) 201–204.
- [I-8] LEFAURE, C., Monetary Values of the Person-Sievert — From Concept to Practice: The Findings of an International Survey, Rep. CEPN-R-254, Centre d'Étude sur l'Évaluation de la Protection dans le Domaine Nucléaire, Fontenay-aux-Roses (1998).
- [I-9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).

Приложение II

ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ ВО ВРЕМЯ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

ОБЩЕЕ

II-1. В контексте источников излучения важно понять, что большой источник в данном эксплуатационном состоянии может стать незначительным в ином эксплуатационном состоянии. Точно так же значимость может изменяться в зависимости от проблемы, к которой обращаются. Некоторые изотопы, которые имеют лишь незначительное значение с точки зрения мощности дозы во время эксплуатации, во время вывода из эксплуатации могут приобрести решающее значение. Кроме того, даже имея дело с реакторами одного типа, нужно помнить, что изменения в проекте могут оказать очень сильное влияние на относительную значимость различных источников.

АКТИВНАЯ ЗОНА РЕАКТОРА И КОРПУС РЕАКТОРА

II-2. Во время работы реактора на мощности в результате процесса деления образуются продукты деления и актиниды. С точки зрения доз облучения персонала площадки и населения самыми важными изотопами, как правило, являются изотопами благородных газов, йода и цезия, но и другие изотопы, например изотопы стронция и плутония, также могут оказаться важными. В случае тяжелых аварий необходимо рассматривать намного больший диапазон радионуклидов. При работе реактора на мощности, тепловыделяющие элементы испускают нейтроны и гамма-лучи в результате процесса деления и распада продуктов деления. Гамма-лучи также испускаются в результате нейтронного захвата в активной зоне и окружающих её материалах. Если теплоноситель содержит кислород, то другим большим источником излучения во время эксплуатации на мощности будет ^{16}N , который образуется в результате взаимодействия быстрых нейтронов с ^{16}O , который присутствует в теплоносителе в корпус реактора. Кроме того, в случае реакторов с тяжеловодным замедлителем, в результате взаимодействия гамма-лучей с дейтерием испускаются фотонейтроны. Другие формы излучения, такие как бета-частицы и позитроны испускаются активной зоной и корпусом реактора во время работы реактора на мощности, но они не важны с точки зрения радиационной защиты из-за ограниченной глубины проникания этих заряженных частиц.

II-3. Нейтроны и гамма-лучи, которые испускаются активной зоной реактора, представляют собой очень мощный источник. Остаточный нейтронный поток снаружи защиты первого контура является источником активации конструкционных материалов. Этот источник во время останова реактора может приводить к образованию добавочных источников с соответствующими мощностями дозы, и он станет основным источником излучения во время вывода атомной электростанции из эксплуатации.

II-4. В случае наличия прямого прохода сквозь радиационную защиту, нейтроны и гамма-лучи будут проникать или проходить потоком через этот проход с небольшим ослаблением или вообще без ослабления. Это явление приводит к большим мощностям дозы даже на больших расстояниях от активной зоны.

II-5. Для быстрых реакторов-размножителей с натриевым теплоносителем, где насосы теплоносителя и парогенераторы размещены в корпус реактора, теплоноситель второго контура и конструкционные материалы узлов становятся активированными. Самыми важными радионуклидами являются ^{22}Na , ^{24}Na , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co и ^{59}Fe .

II-6. Даже если реакторное здание разработано таким образом, что доступ персонала в течение длительных периодов времени не допускается при работе реактора на полной мощности, то доступ в течение коротких периодов времени при приемлемых условиях должен быть сделан возможным, так как это может быть необходимо по эксплуатационным причинам.

II-7. Когда доступ в реакторное здание разрешен во время эксплуатации реактора, нужно рассматривать другие источники (включая ^{41}Ar , аэрозольное загрязнение ^3H и летучими продуктами деления и редкими газами). В корпусных водо-водяных энергетических реакторах активация находящегося в воздухе ^{40}Ar приводит к образованию ^{41}Ar , который является гамма-излучателем. Вентиляция шахты реактора приводит (в некоторых конструкциях реакторов) к тому, что загрязнение ^{41}Ar переносится в весь свободный объем реакторного здания выше площадки обслуживания. Хотя соответствующая мощность дозы (внешнего облучения) низка, она, возможно, может оказаться не незначительной, если целевая величина индивидуальной мощности дозы менее 10 мкЗв/ч или меньше. Водород-3 является также важным возможным источником аэрозольного загрязнения в тяжеловодных реакторах и в здании для хранения ядерного топлива легководных реакторов. Аргон-41 также нарабатывается в CO_2 теплоносителе газоохлаждаемых реакторов и в системах тяжеловодных реакторов, которые содержат газ гелий, таких, как жидкостная

зональная система управления и система защитной газовой подушки замедлителя.

II-8. После останова атомной электростанции главным источником излучения вблизи корпуса реактора является гамма-излучение от продуктов деления и активации, наработанных в корпусе реактора, в металлических частях изоляции и в любом материале, который был подвергнут в течение достаточно долгого времени воздействию нейтронного потока. В тяжеловодных реакторах некоторых проектов нейтроны, произведенные подкритическим умножением фотонейтронного источника, приводят к существенному повышению уровня мощности, что сопровождается гамма-излучением в течение короткого промежутка времени (приблизительно 24 часа).

II-9. В случае легководных реакторов продукты активации будут набираться главным образом в конструкционных материалах тепловыделяющих сборок, в оболочках тепловыделяющих элементов, во внутренних конструкциях корпуса реактора, в стержнях управления и защиты, в стержнях источников первичных и вторичных нейтронов, в самом материале корпуса реактора, в воде и ее примесях, и в первичной защите. В случае газоохлаждаемых реакторов продукты активации будут главным образом накапливаться в материале оболочек тепловыделяющих элементов и в материале защиты в пределах корпуса реактора (то есть между активной зоной реактора и теплообменниками, выше и ниже активной зоны), в баке-ограничителе и, до некоторой степени, непосредственно в теплообменниках. В тяжеловодных реакторах канального типа продукты активации обнаруживаются, главным образом, в материале оболочек тепловыделяющих элементов, технологических каналов, рабочих каналов каландра, направляющих труб управляющих стержней, бака каландра и защитных баков.

СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА И ЖИДКОСТНАЯ СИСТЕМА ЗАМЕДЛИТЕЛЯ

II-10. Если теплоноситель содержит кислород (как, например, в легководных и тяжеловодных реакторах и газоохлаждаемых реакторах с теплоносителем CO_2), то при работе реактора на мощности основным источником излучения будет ^{16}N , который образуется в результате взаимодействия быстрых нейтронов с ^{16}O , поскольку теплоноситель проходит через активную зону реактора. Азот-16 является сильным гамма-излучателем с энергией гамма-излучения 6 и 7 МэВ. Так как период полураспада ^{16}N отличается малой длительностью (7.1 s), то

значимость этого изотопа снижается там, где время переноса между активной зоной и узлом в контуре охлаждения велико по сравнению с периодом полураспада. В этом случае, другие продукты активации теплоносителя, такие как ^{41}Ar (газоохлаждаемые реакторы), ^{19}O и ^{18}F (реакторы с водным теплоносителем) могут быть самыми важными вкладчиками в уровни излучения. В корпусных водо-водяных реакторах, где время прохождения теплоносителя по одной петле имеет тот же самый порядок величины, как и период полураспада ^{16}N , этот изотоп является доминирующим вкладчиком в мощность дозы вокруг первого контура во время эксплуатации.

II-11. В реакторах с водным теплоносителем, и особенно в тяжеловодных реакторах, тритий является важным источником внутреннего радиоактивного облучения. В легководных реакторах, тритий в виде тритированной воды является важным источником излучения в жидких и газообразных выбросах, сбрасываемых в окружающую среду, так как в настоящее время нет никакого рентабельного метода для того, чтобы выделить его из потоков отходов.

II-12. Продукты деления, которые высвобождаются из тепловыделяющих элементов с дефектными оболочками, являются источником излучения в реакторном теплоносителе. Радиоактивность этого источника зависит от большого количества параметров: количества и размера дефектов оболочки, локальной мощности вблизи дефекта, выгорания топлива и других. Однако, в современных реакторах возникновение дефектов оболочек тепловыделяющих элементов происходит чрезвычайно редко. Кроме того, основная причина дефектов оболочек (~80%), которые вызываются взаимодействием с малыми мигрирующими объектами (мусором), значительно снижается, когда фильтрующая сетка устанавливается в нижней части тепловыделяющей сборки.

II-13. Продукты деления также попадают в теплоноситель в результате остаточного поверхностного загрязнения оболочек топлива ураном (эффективность очистки в процессе производства не является абсолютной), и также в результате примесей урана в материале оболочек топлива (несколько частей на миллион). Поэтому необходимо определить предел загрязнения ураном ("случайный уран").

II-14. Главным вкладчиком в мощности дозы во время технического обслуживания и ремонта являются активированные продукты коррозии, такие, как ^{60}Co , ^{58}Co , ^{54}Mn , ^{59}Fe и ^{51}Cr . Они присутствуют в виде осадка на всех узлах и трубопроводах первого контура теплоносителя и контуров, связанных с ним. Такие продукты деления, как ^{131}I , ^{134}Cs и ^{137}Cs вносят малый вклад в мощности дозы вокруг этих контуров, поскольку характеристики выброса и скорость

осаждения низки. Однако этот вклад в мощность дозы может увеличиться значительно в ситуациях, где такие узлы, как теплообменники и клапаны вскрыты или находятся на техобслуживании или в ремонте.

II-15. Если реактор эксплуатируется со значительным количеством дефектов оболочек тепловыделяющих элементов, то в теплоноситель высвобождаются значимые количества топлива (от нескольких граммов до нескольких десятков граммов). В этой ситуации альфа-активность воды и осадков становится также значимой. Вместе с продуктами деления и коррозии, это – важный потенциальный источник внутреннего облучения, когда контуры и узлы вскрыты для обслуживания и ремонта. Это также представляет собой потенциально важный источник облучения во время вывода из эксплуатации.

II-16. В тех случаях, где есть отдельная кислородосодержащая жидкостная систему замедлителя (как в реакторах канального типа), изотоп, который является основным источником излучения во время эксплуатации реактора – это ^{16}N . После останова реактора уровни излучения вокруг первого контура будут главным образом объясняться наличием активированных продуктов коррозии. Тритий, присутствующий в водном теплоносителе или замедлителе, способствует радиационной опасности только в том случае, если он сброшен из системы и стал аэрозолем. Эта опасность также должна приниматься во внимание при проектировании легководных ядерных реакторов, поскольку допускается эксплуатация реактора с ограниченной утечкой теплоносителя первого контура.

II-17. В случае корпусных водо-водяных энергетических реакторов с парогенераторами из материалов на основе никеля имеет место важное явление во время периода, когда реактор переводится с работы на мощности в состояние холодного останова, а именно, происходят большие изменения физических условий (температуры, давления) и химических условий (от условий восстановления до условий окисления). Значительно увеличивается растворимость осажденных оксидов продуктов коррозии. Большое количество активированных продуктов коррозии, осажденных на топливе, выходит в теплоноситель, и концентрация активности воды может увеличиться на два-три порядка величины. Скорость выхода не является постоянной, и она уменьшается при падении температуры от высоких значений до 80°C. Также происходит выход металлических частиц. Для реакторов с большой поверхностью из никельсодержащих сплавов общий выход может составить величину порядка нескольких килограммов. Выход резко увеличивается, когда впрыскивается пероксид водорода, при этом наблюдается пик. Окислительные условия останавливают выход, и изменение концентрации активности воды

определяется постоянной очистки (то есть отношением расхода очистки к массе воды). Растворение осадков вне активной зоны, как правило, незначительно. Поэтому не наблюдается никакой дезактивации этих узлов (трубопроводов первого контура, парогенераторов, насосов). Мощность дозы неизменна. Продукты коррозии высокого уровня радиоактивности, которые удалены во время этого периода, главным образом накапливаются на ионообменниках химической и объемной системы управления. Радиоактивность может оказаться равной общей радиоактивности, накопленной во время эксплуатационного периода. На эти явления очень большое влияние оказывает конструкция (главным образом, состав сплава трубок парогенератора, который может быть на основе никеля или железа). Во время этого периода вклад радиоактивного материала в воде в мощность дозы в зоне вокруг системы теплоносителя реактора, систем химического и объемного регулирования и систем удаления остаточного тепла не является незначительным по сравнению с вкладом осадков.

II-18. Кроме того, на корпусных водо-водяных энергетических реакторах при останове наблюдается явление скачкообразного роста выбросов продуктов деления. Продукты деления, которые накапливаются во всех свободных пространствах тепловыделяющего элемента (в трещинах топливных таблеток, в зазоре между топливными таблетками и оболочкой ТВЭЛ, в газовом объеме ТВЭЛ) при сбросе давления могут выйти в теплоноситель. Вода может попасть в тепловыделяющий элемент и вымыть образовавшиеся продукты деления. Таким образом, выброс не ограничивается газами и летучими продуктами. Главным образом выброс зависит от характеристик дефектов оболочек тепловыделяющих элементов.

II-19. В системах очистки воды реакторов с водным теплоносителем и замедлителем (таких, как легководные и тяжеловодные ядерные реакторы) происходит накопление радиоактивных материалов на фильтрах и на ионообменных смолах. Эти радиоактивные материалы будут представлять собой продукты деления, такие как йод и цезий, которые вышли в теплоноситель через дефекты¹ оболочек тепловыделяющих элементов, и радиоактивные продукты коррозии, переносимые теплоносителем или замедлителем. Фильтры и ионообменные смолы и, более широко, все узлы, в которых происходит накопление радиоактивных продуктов, станут очень

¹ В реакторах с перегрузкой топлива на мощности и устройствами обнаружения негерметичного топлива выход продуктов деления в теплоноситель можно удерживать на низком уровне.

сильными излучателями радиоактивности, что потребует защиты. При распадении изотопов йода на этих фильтрах могут образовываться радиоактивные благородные газы. В тяжеловодных ядерных реакторах фотоны, испускаемые ^{16}N , вызывают образование фотонейтроны в тяжелой воде. Этот источник является существенным в определении требований к защите контура теплоносителя, расположенного за пределами активной зоны. В газоохлаждаемых реакторах в системе газоочистки будет происходить накопление активированных продуктов коррозии, таких как ^{58}Co и ^{60}Co , и продуктов деления, таких как йод и цезий, которые станут важным источником излучения.

II-20. Для быстрых реакторов-размножителей с натриевым теплоносителем доминирующими источниками являются ^{22}Na и ^{24}Na . Пары натрия могут подняться в узлы первого контура, которые могут проникать через защиту верхней плиты корпуса реактора. Если эти узлы проходят через защиту, то для достижения приемлемых мощностей дозы на площадке обслуживания понадобится мощная защита. Тритий, который образуется в топливе за счет тройного деления ядра, выходит в теплоноситель первого контура сквозь оболочки тепловыделяющих элементов из нержавеющей стали (основной механизм – диффузия). Продукты деления, такие как йод и цезий, выходят в теплоноситель в случае наличия дефектов оболочек тепловыделяющих элементов. Над натриевым теплоносителем может находиться газовая подушка из инертного газа, такого, как аргон. Активация газа подушки приводит к образованию ^{39}Ar и ^{41}Ar , которые могут просочиться в реакторное здание.

II-21. Теплоноситель некоторых газоохлаждаемых реакторов содержит тритий, ^{35}S , в виде сернистого карбонила и ^{14}C . ^{35}S главным образом вырабатывается из примесей хлора в графитовом замедлителе, тритий – из примесей лития в графите, и ^{14}C – из примеси азота в теплоносителе и замедлителе. Поскольку все они являются чистыми бета-излучателями, они представляют опасность для здоровья только в том случае, если возможно поступление изотопов в организм через ингаляцию или с приемом пищи.

II-22. Углерод-14 производится в легководных и тяжеловодных реакторах за счет (n, a) реакции с ^{17}O , присутствующим в оксидном топливе и замедлителе, за счет (n, p) реакции с ^{14}N , присутствующего в примесях в топливе и образованного в результате тройного деления ядра. Из-за большой массы замедлителя, ^{14}C получается главным образом от реакции ^{17}O в замедлителе тяжеловодного реактора. Это явление может быть главным источником выброса этого нуклида и может вносить вклад в глобальную долгосрочную коллективную ожидаемую дозу. Однако, в некоторых системах тяжеловодных

реакторов вклад ^{14}C в полную коллективную дозу относительно мал, потому что ^{14}C эффективно удаляется из замедлителя системой очистки.

ПАРОПРОИЗВОДЯЩАЯ И ТУРБИННАЯ СИСТЕМА

II-23. В реакторах прямого цикла с водным теплоносителем ^{16}N , который переносится в паровую фазу, становится важным источником излучения во время работы реактора на мощности. Для зданий с потенциально легкими конструкциями, таких, как крыша машинного зала, необходимо тщательно проверить эффект рассеянного облучения. ^{19}O также должен рассматриваться в качестве сильного источника излучения и ниже по ходу от конденсатора. В случае разгерметизации тепловыделяющих элементов дополнительный источник излучения будет образован летучими продуктами деления, главным образом благородными газами, и такими летучими продуктами деления, такими как йод и цезий. Во время работы реактора на мощности этот источник будет иметь небольшое значение по сравнению с ^{16}N , но после останова реактора эти изотопы и их вторичные частицы (например, ^{140}Ba) будут самым большим источником излучения в этой системе. Другим источником могут быть нелетучие продукты коррозии, которые переносятся каплями воды, присутствующими в паре.

II-24. В корпусных водо-водяных энергетических реакторах и реакторах с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением, паропроизводящая и турбинная система отделена от радиоактивных систем материальным барьером (трубками теплообменника). Таким образом, в этих реакторах радиоактивный материал может попасть в паропроизводящую и турбинную систему только в случае наличия течей между первым и вторым контурами. При том условии, что величина утечек контролируется (например, измерением радиоактивности воды или ^{16}N во втором контуре) и поддерживается на таком уровне, что радиоактивность во втором контуре находится на низком уровне, то меры защиты от прямого и рассеянного излучения от этой системы не являются необходимыми. Таким образом, допустимая максимальная скорость утечки между первым и вторым контурами должна удерживаться на очень низком уровне. Однако необходимо предусмотреть возможность очистки жидкостей в контурах и удаления отходов из второго контура в том случае, если действительно имеет место течь из первого контура во второй. Протечка теплоносителя из первого контура во второй также может быть обнаружена путем контроля трития в питательной воде. Присутствие радиоактивности в питательной воде может привести к

неуправляемому выбросу радиоактивного материала в окружающую среду как через утечки питательной воды, так и при сдувке пара.

II-25. На атомных электростанциях с прямым циклом дополнительным источником загрязнения второго контура, который необходимо принимать в расчет, является утечка из оборудования для концентрирования радиоактивных отходов, в котором используется обогрев паром. Один из таких источников загрязнения – это загрязнение через течи в трубах, через которые загрязненные отходы попадают в конденсированный греющий пар. Загрязненный конденсат такого пара может попасть во второй контур.

II-26. В быстрых реакторах-размножителях натриевый теплоноситель второго контура может стать активированным по ^{22}Na и ^{24}Na . Это может привести к росту мощностей дозы в частях здания вне защитной оболочки, если время переноса натрия от парогенератора до этих частей здания короче времени полураспада ^{22}Na и ^{24}Na .

СИСТЕМЫ ОБРАБОТКИ ОТХОДОВ

Система обработки жидких отходов

II-27. Система обработки жидких отходов предназначена для сбора жидких отходов и очистки их до такого уровня, что они могут быть или повторно использованы на атомной электростанции, или сброшены в соответствии с соответствующим разрешением, которое необходимо получить, или безопасно храниться в хранилище.

II-28. Состав жидких отходов (то есть концентрация активности, химический состав и содержание твердых веществ) изменяется в соответствии с их происхождением. Общепринятой практикой является разделение и переработка жидких отходов в соответствии с их ожидаемым составом. Поэтому жидкости в системе обработки жидких отходов могут обладать широким диапазоном концентрации активности. Разделение жидких отходов можно произвести в соответствии со следующими категориями:

- отходы с малым содержанием примесей (например, отходы утечек из первого контура корпусных водо-водяных энергетических реакторов во время работы на мощности);
- отходы с высоким содержанием химических веществ (например, дезактивационные растворы);

- отходы с высоким содержанием твердых веществ (например, жидкие отходы – трапные воды);
- жидкие отходы с содержанием поверхностно-активных веществ (например, жидкие отходы от стоков прачечной и душевых для персонала);
- жидкие отходы с содержанием нефтепродуктов (например, в газоохлаждаемых реакторах – трапные воды из зоны, где находится бак со смазочным маслом для газодувки);
- жидкие отходы с очень высоким содержанием трития (для реакторов с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением).

II-29. Необходимо избегать смешивания в одной категории жидких отходов малого объема с высокой концентрацией активности с жидкими отходами большого объема с низкой концентрацией активности.

II-30. В легководных ядерных реакторах до начала обработки некоторых жидких отходов содержание радионуклидов в них может быть таким же высоким, как и в теплоносителе реактора, за исключением короткоживущих нуклидов, которые быстро распадаются; в них также могут находиться и газы, которые будут выделяться в результате сброса давления. В таких жидкостях, не прошедших обработки, могут иметься уровни концентрации активности до 10^{10} Бл/м³. Таким образом, поскольку система обработки жидких отходов обрабатывает радиоактивные жидкости, радиоактивные вещества накапливаются в таких узлах системы, как фильтры, ионообменники и испарители.

II-31. В большинстве случаев, накопленные радионуклиды будут представлены такими активированными материалами, как ⁶⁰Co, ⁵⁸Co, ⁵¹Cr, ⁵⁴Mn и ⁵⁹Fe (в зависимости от состава и скоростей коррозии материала, используемого в первом контуре). Продукты деления, такие, как изотопы йода, цезия и стронция могут быть важными в случае потери герметичности оболочками тепловыделяющих элементов.

Система обработки газообразных отходов

Система уходящих газов

II-32. Многие радиоактивные газы с относительно короткими периодами полураспада (такие как ¹⁶N, ¹⁹O, ¹³N) образуются в реакторах с водным теплоносителем за счет активации теплоносителя. Газообразные продукты деления также высвобождаются в теплоноситель через дефекты оболочек

тепловыделяющих элементов. Там, где это необходимо, эти газы должны удаляться из теплоносителя специальной системой уходящих газов. В особом случае ядерного реактора кипящего типа прямого цикла эти газы останутся в теплоносителе только в течение короткого промежутка времени прежде, чем они будут удалены системой уходящих газов. Однако, в ядерных реакторах с непрямым циклом, таких как корпусной водо-водяной энергетический реактор, удаление газообразных продуктов деления может оказаться необходимым только перед остановом атомной электростанции, когда это будет важно для того, чтобы снизить уровень радиоактивности тех систем, которые, вероятно, придется вскрывать во время останова². В случае дефектного топлива, находящегося в активной зоне, и высокой скорости обезгаживания (например, в ядерном реакторе кипящего типа), концентрации активности порядка 5×10^{11} Бк/м³ могут быть обнаружены в высокоактивной части системы (на входе). В этом случае заметная часть радиоактивных веществ будет состоять из короткоживущих изотопов (например, с периодом полураспада менее 1 часа). В случаях, где среднее время пребывания газа в первом контуре велико (как, например, в корпусном водо-водяном энергетическом реакторе, которой эксплуатируется при малой скорости обезгаживания), изотопы с большими периодами полураспада составят самую существенную часть.

II-33. Такие узлы, как баки и трубопроводы выдержки, древесноугольные засыпки для выдержки уходящих газов или криогенные устройства системы уходящих газов предназначены для того, чтобы задержать выброс в окружающую среду извлеченных газов на какое-то время, которое достаточно для того, чтобы большая часть радиоактивного материала распалась.

II-34. Важное значение в проекте системы уходящих газов должно быть уделено образованию радиолитического газа в ядерном реакторе кипящего типа прямого цикла и наличию высоких концентраций водорода в теплоносителе первого контура корпусной водо-водяной энергетической реактора. В случае реактора с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением, большое количество водорода может собираться в газовой подушке замедлителя и, до некоторой степени, в первом контуре. Это может привести к образованию горючих газовых смесей в тех частях атомной электростанции, где воздух может попасть в систему. Во избежание образования таких горючих смесей необходима установка рекомбинационной системы. Уменьшение объема газа посредством рекомбинатора также улучшит примерно десятикратно время задержки данной системы. Возможны и другие решения, например, строгое

² На таких атомных электростанциях газы обычно удаляются системой очистки.

разделение посредством физических средств и применение соответствующих методов обработки насыщенных кислородом и водородом газообразных выбросов.

II-35. Увеличение времени задержки понизит содержание короткоживущих изотопов в выбросах, но не будет значительно влиять на изменение содержания изотопов с периодами полураспада более длинными, чем время задержки. Однако увеличение времени задержки до 30 дней значительно снижает выброс инертных, особенно ^{133}Xe . В этом случае самыми важными сбрасываемыми радионуклидами становятся ^{85}Kr и ^{14}C .

II-36. Вентиляция зданий может быть источником газообразных выбросов и, в меньшей степени, аэрозольных выбросов. Основными изотопами являются ^3H (в результате испарения с поверхности резервуаров) и ^{41}Ar .

Технологическая вентиляция

II-37. В некоторых случаях невозможно до обработки предотвратить разбавление радиоактивных газов неактивными газами, такими, как воздух. Ниже приведены примеры этого:

- газовая подушка камеры каландра (в реакторах канального типа);
- газовые подушки контейнеров, в которых хранят жидкости с некоторым содержанием летучих веществ (например, резервуары для хранения для собранных протечек водного теплоносителя легководных ядерных реакторов и баки для хранения или другое оборудование в системе обработки жидких отходов). В некоторых случаях, газы образуются путем распада, например, распадом йода до ксенона;
- протечки газообразного теплоносителя в секции газоохлаждаемого реактора, содержащие воздух;
- воздух, попавший внутрь корпуса легководного ядерного реактора после того, как в нем было сброшено давление и понижен уровень воды, перед вскрытием корпуса реактора.

II-38. Вентиляционные отверстия для сброса для этих газов должны быть расположены таким образом, чтобы радиоактивные вещества, которые содержатся в отходящих газах, не попадали на операторов атомной электростанции. В случае перспективных газоохлаждаемых реакторов и газовой подушки камеры каландра реакторов канального типа, радиоактивным материалом является, главным образом, ^{41}Ar . В случае легководного ядерного реактора обычно доминируют газообразные продукты деления. В реакторах

канального типа то же самое справедливо в отношении технологических сдувок, которые находятся в прямом контакте с теплоносителем (в резервуарах для хранения, и т.д.).

Твердые отходы

II-39. Помимо топлива, следующее является большей частью твердых радиоактивных отходов с точки зрения радиоактивности и объемов, которые возникают во время эксплуатации:

- 1) узлы и конструкции, которые становятся активированными или загрязненными и должны быть удалены (например, стержни управления и защиты, блоки нейтронных источников, неисправные насосы, блоки датчиков измерения потока, конструкции или их части);
- 2) облученные узлы тепловыделяющих сборок газоохлаждаемых ядерных реакторов (на этих реакторах тепловыделяющие сборки подвергаются разборке непосредственно на атомной электростанции);
- 3) ионообменные смолы, фильтровальные материалы, покровные материалы фильтров, катализаторы, влагопоглотители и т.п.;
- 4) выпарные концентраты, осадки;
- 5) загрязненные инструменты;
- 6) загрязненная спецодежда, полотенца, пластиковые пленки, бумага и т.п.

II-40. Общий объем необработанных отходов, которые возникают ежегодно в результате эксплуатации атомной электростанции мощностью 1000 МВт (э), может достигать нескольких сотен кубических метров, причем основную часть составляют отходы низкого уровня активности. Концентрация активности отходов изменяется в широком диапазоне, причем небольшой процент имеет максимальную концентрацию активности порядка 5×10^{16} Бк/м³ для активированных узлов и 5×10^{14} Бк/м³ для ионообменных смол и намытых фильтрующих слоев. В большинстве случаев, долгоживущие продукты активации, такие как ⁶⁰Со и – в случае, когда имели место дефекты оболочек тепловыделяющих элементов – долгоживущие продукты деления (особенно ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs) являются основными источниками радиоактивности.

II-41. Тщательное обращение с твердыми радиоактивными отходами необходимо для минимизации их объема. Однако сокращение выбросов в окружающую среду до очень низких уровней приведет к увеличению объема твердых отходов.

ОБЛУЧЕННОЕ ТОПЛИВО

II-42. Облученное топливо имеет очень высокое содержание радионуклидов из-за продуктов деления и трансурановых элементов, которые накапливаются в нем. Для систем реакторов с перегрузкой топлива на мощности также необходимо принимать во внимание запаздывающие нейтроны, которые излучаются топливом, когда оно находится в системе перегрузки топлива. Дополнительный источник излучения появляется в результате активации материалов, которые используются для изготовления тепловыделяющих сборок или их продольных ребер.

II-43. Во время обращения с облученным топливом и его хранения, некоторые радионуклиды выходят в окружающий теплоноситель. Радиоактивные продукты коррозии могут раствориться или высвободиться в виде частиц при транспортировке ядерного топлива или хранения его в воде, а если часть технологии обращения с топливом предусматривает сухие процессы, и особенно если материал оболочек тепловыделяющих элементов находится в окисленном состоянии, то активированный материал может отшелушиться от поверхности тепловыделяющих сборок в результате теплового или механического удара. Кроме того, дефектные тепловыделяющие элементы могут выделять продукты деления, из числа которых изотопы инертных газов, йода, цезия и стронция являются самыми важными.

II-44. Для систем мокрого хранения и обращения с топливом должны быть установлены системы очистки воды с фильтрами очистки от макрочастиц и ионообменными фильтрами. Они обычно объединяются с системами отвода тепла. Радиоактивные вещества удаляются из воды фильтрами и ионообменными смолами, которые сами становятся источниками излучения. Загрязнение систем обращения с топливом, систем очистки воды и отвода тепла также приводит к образованию дополнительных источников.

II-45. В перспективном газоохлаждаемом реакторе используется сухая система обращения с топливом, причем первоначально производится сухое хранение тепловыделяющих сборок до их разборки с последующим мокрым хранением тепловыделяющих элементов. Подобная система обращения с топливом может использоваться на будущем газоохлаждаемом реакторе. Система обращения с топливом и сухое хранилище топлива становятся загрязненными вследствие радиоактивных продуктов коррозии, которые отшелушиваются с поверхности тепловыделяющих элементов. Некоторые узлы демонтированных тепловыделяющих сборок хранятся в хранилище на атомной электростанции. С

подобными обстоятельствами сталкиваются также при сухом хранении топлива для реакторов CANDU.

ХРАНЕНИЕ СВЕЖЕГО ТОПЛИВА

II-46. В том случае, если топливо изготавливается из свежего урана, активность свежего (необлученного) топлива низка³. Так как большая часть излучения, испускаемого топливом, не обладает проникающей способностью, то оно будет в значительной степени поглощено материалом оболочек тепловыделяющих элементов. Таким образом, внешнее облучение не имеет большого значения.

II-47. Однако, в случае смешанного оксидного топлива, новое топливо может быть радиоактивным в результате переработанного плутония, который оно содержит, а в некоторых типах топлива может использоваться переработанный уран. В этом случае новое топливо будет существенным источником как нейтронов, так и гамма-лучей, и оно должно быть постоянно окружено защитой и содержаться в контейнере до того момента, пока оно не будет загружено в реактор. Мощность и характеристики испускаемого топливом нейтронного потока будут зависеть от времени, которое истекло со времени наработки плутония, так как актиниды, которые испускают нейтроны, будут рождаться по мере распада плутония.

II-48. В случае ^{232}Th - ^{233}U топлива, новое топливо может быть высоко радиоактивным вследствие присутствия потомства ^{232}U . Это топливо должно быть постоянно окружено защитой и содержаться в контейнере до того момента, пока оно не будет загружено в реактор.

ДЕЗАКТИВАЦИОННЫЕ УСТАНОВКИ

II-49. Радиоактивный материал в жидких радиоактивных отходах состоит главным образом из продуктов коррозии, содержащих такие радионуклиды, как ^{60}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{54}Mn . Эти материалы являются результатом дезактивации узлов, загрязненных зон, защитной спецодежды многократного использования и, возможно, также и персонала (см. пункты 4.41–4.50) на установках, которые

³ Термин "свежее топливо" означает новое или необлученное топливо, даже при том, что топливо, возможно, было изготовлено из делящихся материалов, полученных из переработанного, ранее облученного топлива.

предусмотрены для удаления поверхностного радиоактивного загрязнения. Хотя концентрация активности в отходах от дезактивации персонала и спецодежды имеет низкий уровень, концентрация активности растворов от дезактивации узлов перед проведением крупных ремонтов может достигать среднего или высокого уровня.

РАЗНЫЕ ИСТОЧНИКИ

II-50. На атомных электростанциях есть также и другие источники излучения, такие как нейтронные пусковые источники, пробы продуктов коррозии, датчики, установленные в активной зоне и за её пределами, калибровочные источники для приборов и источники, которые используются для радиографической дефектоскопии.

МЕТОДЫ ВЫЧИСЛЕНИЯ

II-51. Методы выполнения вычислений с целью определения основных источников излучения и необходимые данные могут быть найдены, например, в Ссылке [II-1]. Соответствующие машинные коды для применения вышеуказанных методов, где это требуется, как правило, можно получить в Информационно-вычислительном центре по радиационной безопасности, Окриджская национальная лаборатория, шт. Теннесси, США [II-2], и в Службе компьютерных программ банка данных Агентства по атомной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (OECD/NEA) [II-3].

II-52. Подробное описание методов вычисления флюенса от источников излучения и данных, которые необходимо при этом использовать, даны в Ссылке [II-1], которая содержит обширную библиографию. Если для использования этих методов необходимо применение машинных кодов, то соответствующие коды как правило, можно получить в Информационно-вычислительном центре по радиационной безопасности, Окриджская национальная лаборатория, шт. Теннесси, США [II-2], и в Службе компьютерных программ банка данных Агентства по атомной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (OECD/NEA) [II-3].

II-53. Подробное описание проведения оценки радиоактивного облучения населения в результате воздействия выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду даны в Ссылках [II-4, II-5].

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ПРИЛОЖЕНИЮ II

- [II-1] JAEGER, R.G., et al. (Eds), Engineering Compendium on Radiation Shielding, 3 Vols, Springer Verlag, Berlin (1968, 1970, 1975).
- [II-2] OAK RIDGE NATIONAL LABORATORIES, Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge, TN (web site: <http://www-rsicc.ornl.gov/rsicc.html>).
- [II-3] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Data Bank Computer Program Services (web site: http://www.nea.fr/html/dbprog/cpsabs_j.html).
- [II-4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna (2000).
- [II-5] BUNDESMINISTERIUM FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT, Determination of the Radiation Exposure from Discharge of Radioactive Substances from Nuclear Plants or Facilities, General Administrative Provision Regarding ± 45 Radiation Protection Ordinance of 21 February 1990 (BAnz 1990, Nr. 64a), Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter (1990).

Приложение III

ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ В АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЯХ

ВВЕДЕНИЕ

III-1. Главным источником излучения на атомной электростанции в аварийных условиях, на который рассчитаны предупредительные проектные меры, являются радиоактивные продукты распада. Они высвобождаются либо из тепловыделяющих элементов, либо из различных систем и оборудования, в которых они обычно удерживаются. Примерами аварий, при которых может иметь место высвобождение продуктов деления из тепловыделяющих элементов, являются аварии с потерей теплоносителя и реактивностные аварии, при которых может произойти повреждение оболочек тепловыделяющих элементов в результате чрезмерного давления в твэле или перегрева материала оболочек. Другим примером аварии, в которой продукты деления могут высвободиться из тепловыделяющих элементов является авария при обращении с отработанным топливом, которая может привести к механическому повреждению оболочки от удара вследствие падения тепловыделяющего элемента. Наиболее летучие радионуклиды обычно доминируют в характеристиках аварийного выброса (выбросе в защитную оболочку реактора или из неё). Рекомендации и руководство по оценке аварий представлены в Разделе 4 Ссылки [III-1].

III-2. Необходимо принять в расчет возможность накопления радиоактивных материалов с их последующим высвобождением из воздушных фильтров или узлов системы обработки жидких отходов после аварий. По сравнению с излучением продуктов деления и актинидов, продукты активации обычно имеют небольшое значение.

III-3. В следующих подразделах описаны примеры методов определения источников излучения для отобранных аварий. Сценарии отобраны только для иллюстративных целей и применимы ко всем основным типам проектов атомных электростанций. Здесь обсуждаются не все сценарии аварий, приводящих к радиоактивным выбросам. В частности, не рассматриваются непосредственно сценарии тяжелых аварий. Эти вопросы являются специфичными для каждого данного проекта, но в Ссылке [III-2] изложен обобщенный подход к оценке характеристик выброса при тяжелых авариях.

ЛЕГКОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

Аварии с потерей теплоносителя

III–4. Необходимо расчетным образом определить наибольшее количество повреждений оболочек тепловыделяющих элементов, которого можно ожидать как следствие любой потенциальной аварии из целого диапазона аварий с потерей теплоносителя вплоть до двухстороннего разрыва основного трубопровода первого контура, а также определить долю каждого продукта деления, высвобожденного из поврежденного тепловыделяющего элемента. Необходимо оценить последующий выброс продуктов деления из теплоносителя в защитную оболочку или в иное эквивалентное средство локализации и их поведение внутри этого строения (например, высаживание на стенках, осаждение при пропускании через воду или при орошении спринклерной системой, а также реакции йода в пределах строения). Для целей этой оценки нужно предположить, что активная зона реактора работала в течение достаточно длительного времени, так что в активной зоне на момент аварии находятся максимальные равновесные запасы продуктов деления. Необходимо определить скорость утечки через защитную оболочку в зависимости от времени после аварии (например, на основе скорости утечки при проектном давлении и с учетом временной зависимости давления после аварии). Хотя изоляция защитной оболочки, которая происходит при повышении давления в ней, сводит к минимуму выбросы в окружающую среду, возможность существенных выбросов до изолирования защитной оболочки также должна приниматься во внимание при анализе. В ссылке [III-3] приведен метод оценки выброса в окружающую среду в результате аварии с потерей теплоносителя на корпусном водо-водяном энергетическом реакторе.

III–5. В качестве альтернативы такому анализу аварий с потерей теплоносителя, в некоторых государствах-членах осуществляется практика указания долей содержащихся в активной зоне продуктов деления, которые, как предполагается, достигают атмосферы защитной оболочки после аварии. Эта доля для различных категорий химических элементов устанавливается по-разному, но обычно она не зависит от мер, предусмотренных в проекте для предотвращения аварий такого типа. Таким образом, эти доли устанавливаются в качестве предполагаемого верхнего предела независимо от рабочих характеристик системы аварийного охлаждения активной зоны [с III–4 до III–6].

III–6. Поведение радионуклидов после их проникновения за пределы защитной оболочки зависит от конструкции атомной электростанции. В некоторых конструкциях эти радиоактивные вещества могут немедленно

попасть в атмосферу; в других – они удерживаются второй защитной оболочкой. В некоторых проектах они попадают в окружающее строение, из которого они выбрасываются с малой скоростью через трубу, но только после прохождения через фильтры.

Разрыв паропровода в ядерном реакторе кипящего типа

III–7. Разрыв главного паропровода в реакторе кипящего типа может иметь более серьезные последствия, чем разрыв трубопровода рециркуляции теплоносителя, который обсуждался в пунктах III–4–III–6. Это зависит от диаметра этого трубопровода и от характеристик систем безопасности атомной электростанции. Поэтому необходимо проанализировать обе ситуации.

III–8. Если место разрыва паропровода находится в пределах защитной оболочки, то последовательность событий подобна последовательности аварии с потерей теплоносителя, однако доля поврежденных тепловыделяющих элементов будет иной. Необходимо принять допущение о том, что при работе реактора на полной мощности существует равновесная концентрация продуктов деления. В анализе проекта на потенциальный выброс радиоактивности необходимо учитывать время, необходимое на изоляцию защитной оболочки, а также эффективность системы очистки теплоносителя.

III–9. Если место разрыва паропровода находится вне защитной оболочки и запорные клапаны на главном паропроводе вблизи защитной оболочки немедленно изолируют реактор, то можно ожидать, что произойдет выброс только части радиоактивных веществ, которые присутствуют в паре при эксплуатационных условиях. Конденсация пара в строении, в котором произошел разрыв, и высаживание веществ – помимо инертных газов – приведут к сокращению количества радионуклидов, способных попасть в качестве выброса в атмосферу. Место выброса радиоактивных веществ в атмосферу зависит от проекта атомной электростанции. Обычно выброс теплоносителя в здание (за пределы защитной оболочки) вызывает такое избыточное давление, при котором радиоактивные вещества будут выходить из здания либо через predetermined точки выброса (обычно на крыше), либо через двери или другие легкие конструкции, которые будут вскрыты избыточным давлением, либо через утечки. Если возможные места разрыва трубопроводов и точки выброса из здания не расположены вблизи друг от друга, то можно полагать, что происходит смешивания пара с воздухом в здании. После сброса избыточного давления выброс наружу будет происходить не через неконтролируемые точки выброса, а через газоотводную трубу и фильтры.

III–10. На некоторых атомных электростанциях между основными изолирующими клапанами были установлены системы контроля утечек для того, чтобы ограничить утечки радиоактивных материалов по этому пути.

III–11. Необходимо рассмотреть возможность прямого выброса из здания после сброса избыточного давления, если после сброса давления клапаны не закроются, и пониженное (по сравнению с атмосферным) давление нельзя будет восстановить ни с помощью системы вентиляции, ни за счет естественной тяги трубы.

Разрыв паропровода в корпусном водо-водяном энергетическом реакторе

III–12. Первоначально, разрыв паропровода в корпусном водо-водяном энергетическом реакторе приведет к выбросу лишь незначительного количества радионуклидов, которые могут присутствовать во втором контуре при нормальной эксплуатации.

III–13. Как следствие разрыва паропровода, необходимо произвести оценку целостности трубок парогенератора, которая зависит от разности давлений в первом и втором контурах. Если невозможно обеспечить конструкционную целостность трубки парогенератора, то необходимо оценить количество воды, которое может попасть из первого контура во второй. После останова реактора содержание радионуклидов в воде течи может со временем возрасти из-за скачкообразного роста образования продуктов деления, как это обсуждено в Приложении II.

III–14. В зависимости от конструкции парогенератора вода первого контура, которая просачивается во второй контур, может смешаться со всем объемом теплоносителя второго контура в парогенераторе. Образовавшийся вскоре после аварии пар, который будет выбрасываться через разрыв паропровода, будет иметь более высокую, чем в нормальных условиях, влажность из-за понижения давления.

III–15. Даже при практически полном отсутствии повреждения трубок парогенератора, двусторонний обрыв паропровода может привести к значительному радиоактивному выбросу в атмосферу из-за выбросов пара из поврежденного паропровода в том случае, если разрыв нельзя отсечь от парогенератора. При скачкообразном выделении йода в теплоносителе первого контура и при максимальном (по техническим требованиям) расходе течи из первого контура во второй, концентрация активности, концентрация деятельности выбрасываемого пара может быть существенной. Рост

концентрации активности может быть еще выше при повреждении оболочек тепловыделяющих элементов. Важность выброса при этом явлении объясняется следующим: 1) высокой концентрацией активности для определенной техническими требованиями течи, 2) невозможностью полной изоляции течи, и 3) оголением поврежденного парогенератора, что приводит к отсутствию разделения радиоактивных материалов в пределах парогенератора.

III–16. После останова реактора производство пара будет зависеть от остаточного тепловыделения. Влагосодержание пара будет низким из-за малого расхода пара, а эффективность сепараторов пара и влагоотделителей будет высока. Таким образом, у пара, который может выбрасываться через клапаны сброса давления, будут относительно низкие концентрации таких водорастворимых веществ, как йод и цезий. Ожидается, что выброс радиоактивных веществ будет сведен к минимуму за счет отключения дефектного парогенератора и других мер безопасности, которые будут зависеть от конструкции атомной электростанции.

Разрыв трубки парогенератора

III–17. Разрыв трубки парогенератора в корпусном водо-водяном энергетическом реакторе может потенциально привести к выбросу радиоактивных веществ в атмосферу. Эти выбросы могут быть существенными, потому что если пиковые выбросы йода не происходят немедленно перед началом этого события, то это произойдет в течение переходного режима. Фактически, случаи разрыва трубок парогенератора имели место, по крайней мере, на 12-ти эксплуатируемых атомных электростанциях.

III–18. Так, как это постулируется, проектный разрыв трубок парогенератора является двусторонним разрывом одной или более трубок парогенератора. Нарушение этого барьера между первым и вторым контурами инициирует выброс теплоносителя реактора во второй контур. Вслед за аварийным остановом реактора открытие паровых предохранительных клапанов во втором контуре приведет к выбросу загрязненного пара в атмосферу. Потенциал выбросов радиоактивности существует даже тогда, когда трубки парогенератора не подвергаются оголению, из-за прямого заброса теплоносителя первого контура в паропровод. Источниками излучения во время этого явления являются продукты деления, которые присутствуют в течи из первого контура во второй. Поэтому максимальное увеличение расхода течи через разрыв увеличивает до максимума количество радиоактивных продуктов деления, которые могут выбрасываться в атмосферу через предохранительные клапаны второго контура.

III–19. После аварийного останова реактора, величина радиоактивных выбросов определяется остаточным тепловыделением и действиями оператора, направленными на отключение поврежденного парогенератора и сброс давления в первом контуре реактора. Выброс радиоактивных веществ в атмосферу будет прекращен, когда давление в первом и втором контурах сравняется. Оператор выполнит расхолаживание атомной электростанции, используя неповрежденный парогенератор(ы).

III–20. Течение переходного процесса зависит от действия автоматических систем безопасности и времени, когда оператор начинает предпринимать эффективные действия. Время, которое отводится на это, может различаться. В Ссылке [III-7] рекомендуется интервал времени от 10 до 30 минут. В Ссылке [III-8] предлагается метод определения радиоактивного выброса вслед за разрывом трубки парогенератора.

Аварии при обращении с топливом

III–21. В проектном анализе последствий постулируемой аварии при обращении с топливом (например, падение отработанного топлива при его перемещении из реактора в бассейн хранения) в качестве первого шага необходимо определить содержание радиоактивных веществ в топливе на момент аварии. Предположения о подробной истории облучения топлива следует строить таким образом, чтобы это приводило к консервативной (т.е. высокой) оценке уровня активности.

III–22. Для того чтобы определить максимальное содержание радиоактивных веществ в тепловыделяющих элементах в начале работ по перегрузке ядерного топлива, в расчеты надлежит закладывать минимальное время, которое проходит с момента останова атомной электростанции до начала этих работ. Затем либо теоретически, либо путем оценки реальных случаев с подобными тепловыделяющими элементами, либо оценки результатов экспериментов необходимо определить количество тепловыделяющих элементов, которые могут получить дефекты в результате динамических нагрузок. Доля инертных газов, которая выделяется в воду бассейна, зависит от объема свободного пространства в тепловыделяющем элементе. Единого мнения относительно доминирующего механизма выхода йода из твэлов с поврежденными оболочками в воду бассейна нет. В основном йод может выщелачиваться водой, проникающей в дефектный тепловыделяющий элемент, или же выброс йода может в основном быть в виде "газообразного" йода, который, как предполагается, присутствует в свободном пространстве в твэле.

III-23. Обычный, консервативный, подход состоит в том, чтобы пренебречь растворимостью инертных газов в воде бассейна. Однако, существенная доля йода и цезия будет удерживаться сохранена в воде бассейна. Выход йода в атмосферу над бассейном лучше всего может быть описан с помощью коэффициента распределения (соотношение объемных концентраций активности (Бк/м^3) в воздухе и в воде). Во многих государствах-членах используется консервативное предположение о том, что та часть йода, которая присутствует в органических соединениях, таких как йодистый метил, в воде не растворяется.

III-24. Чтобы определить количество различных радионуклидов, которые выбрасываются в атмосферу атомной электростанции, необходимо принять во внимание другие особенности и параметры, такие как объемное отношение вода/воздух, время до момента остановки системы вентиляции, и конструкция и эффективность системы, которая удаляет воздух из пространства непосредственно над бассейном (это может быть система отсоса приповерхностного слоя воздуха с зеркала бассейна).

III-25. Для упрощения оценки, доля йода, выделившаяся из топлива, которая, как ожидают, попадет в атмосферу помещения над бассейном-хранилищем топлива, может рассматриваться¹ как основной показатель для некоторых проектов реакторов.

III-26. Помимо инертных газов и йода, до нескольких процентов имеющегося цезия могут медленно выщелачиваться водой, которая проникает в дефектные тепловыделяющие элементы. Этот цезий будет присутствовать в воде в виде ионов, и ее переносом в воздух над зеркалом бассейна можно пренебречь.

III-27. Количеством инертных газов и йода, попадающее в окружающую среду, будет зависеть от производительности вентиляционной системы и системы отсоса приповерхностного слоя воздуха с зеркала бассейна, если такая система будет установлена. Степень фильтрации йода, содержащегося в отходящем воздухе, будет учитываться соответствующим коэффициентом дезактивации, зависящим от конструкции фильтра. Выброс может быть прекращен путем локализации соответствующей части атомной электростанции, в особенности, если бассейн-хранилище топлива размещен в защитной оболочке. Если операция по локализации выполняется оператором, то обычно делается допуск на время запаздывания (например, от 10 до 30 минут) [III-7].

¹ Эта величина обратно пропорциональна "коэффициенту дезактивации", который также иногда используется.

Аварии со вспомогательными системами

III–28. Примерами аварий, которые могут произойти во вспомогательных системах, являются разрывы труб в этих системах, воспламенение фильтров или поглотителей, взрывы в баках-хранилищах, проливы жидких радиоактивных отходов и пожары в системах радиоактивных отходов. Последствия этих аварий могут быть не менее серьезными, чем аварий, описанных в предыдущих разделах. Последствия будут зависеть от проектных характеристик рассматриваемых систем, которые весьма сильно различаются в различных проектах реакторов. Поэтому допущения, которые будут выбраны для целей анализа аварии, должны приниматься в каждом конкретном случае.

III–29. Один из важных типов аварии – это авария, вызванная трещиной в трубопроводах системы удаления остаточного тепла, когда она запускается после останова реактора или перерыва в работе систем химического и объемного управления при работе реактора на мощности. В обоих случаях, самый важный вклад в характеристики выброса – пик выброса продуктов деления, который произойдет либо в результате останова реактора, либо будет предшествовать перерыву в работе систем химического и объемного управления.

III–30. Анализ таких повреждений требует, чтобы все параметры – скорость утечки из поврежденной трубы, перенос радиоактивных газов через вспомогательное здание и активную систему вентиляции, поведение йода и эффективность системы фильтрации в аварийных условиях – определялись как функция времени.

III–31. Метод анализа аварий этого типа описан в Ссылке [III-9] и дополнительных ссылках.

Тяжелые аварии

III–32. Аварии, которые осложнены отказами нескольких систем и/или узлов и ошибками оператора таким образом, что они обладают очень низкой вероятностью возникновения, классифицируются как запроектные аварии. В некоторых случаях возможно расплавление активной зоны, и такие аварии считаются тяжелыми. Возможная тяжесть последствий таких аварий определяется проектом атомной электростанции и сущностью отказов и ошибок оператора. В таких случаях системы безопасности могут оказаться не в состоянии выполнять свои необходимые функции безопасности вследствие отказов и ошибок, приводя к значительному повреждению активной зоны,

которое ставит под вопрос целостность остающихся барьеров выбросу радиоактивных материалов от атомной электростанции. Поэтому во время тяжелых аварий существует потенциальная возможность больших выбросов радиоактивных материалов в окружающую среду.

III–33. Из-за потенциальной возможности повреждению активной зоны во время тяжелых аварий, такие аварии подвергаются подробному анализу для того, чтобы определить их возможные радиологические последствия, которые могут оказать большое влияние на здоровье и безопасность населения. Такой анализ может количественно определить тип и величину радиологических характеристик выброса для того количества радиоактивных веществ, которые могут быть выброшены в окружающую среду. Рекомендации и руководство по выполнению анализа тяжелых аварий и количественного определения характеристик радиоактивного выброса веществ материалов, которые могут быть выброшены в окружающую среду, даны в Разделе 4 Ссылки [III-1] и в Ссылках [III-2, III-10].

РЕАКТОРЫ С ОХЛАЖДЕНИЕМ ДИОКСИДОМ УГЛЕРОДА С ДИОКСИД-УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ В МЕТАЛЛИЧЕСКОЙ ОБОЛОЧКЕ²

Отказы одного канала

III–34. В авариях, в которые вовлекается топливо в активной зоне, важным источником излучения являются продукты деления в топливе и продукты активации оболочки топлива. Конструкция активной зоны и топлива в части удельного энерговыделения в топливе, охлаждения и стабильности конфигурации активной зоны таковы, что расплавления UO_2 при проектной аварии происходить не будет.

III–35. Считается, что типом аварии, который может привести к наибольшему выбросу радиоактивных веществ – это авария с частичным расплавлением оболочек тепловыделяющих элементов, сопровождаемая повышением температуры топлива (UO_2) выше нормальной рабочей температуры. Остаточный расход через канал (даже если происходит изменение конфигурации топлива), отвод тепла к остальным конструкциям активной зоны и уменьшение удельной мощности топлива благодаря автоматическому останову – все это гарантируют, что UO_2 не будет плавиться. При этих условиях

² Этот Раздел описывает философию проектирования в Великобритании, где такие реакторы находятся в эксплуатации.

существенный процент (возможно даже 100%) инертных газов и нуклидов йода, которые появляются в результате деления выйдут в теплоноситель из тепловыделяющих элементов с поврежденными оболочками. Кроме того, считается, что радиоактивный материал расплавленных оболочек твэлов выйдет в теплоноситель. Процент выхода продуктов деления из твэла с поврежденной оболочкой зависит от динамики изменения его температуры (т.е. изменения температуры во времени) после повреждения оболочки и вызванного этим окисления UO_2 до U_3O_8 теплоносителем CO_2 . Для определения процента выхода используют соответствующие величины, определенные экспериментальным путем.

III–36. Некоторые радионуклиды, попадающие в теплоноситель в результате аварии, попадают за пределы контура охлаждения в результате утечки теплоносителя. В проекте атомной электростанции необходимо предусмотреть улавливание протечек теплоносителя с помощью посредством системы вентиляции и выброс газов в атмосферу через высокоэффективные воздушные фильтры частиц (НЕРА).

III–37. После попадания радиоактивных веществ в теплоноситель, количество, которое может быть сброшено, будет зависеть от утечки, осаждения, очистки системой обработки теплоносителя и радиоактивного распада. В случае инертных газов величина их осаждения и удаления системой обработки теплоносителя равна нулю. Для анализа осаждения йода необходимо учитывать возможность существования более, чем одной разновидности йода и их различного поведения при осаждении. Часть йода, выделившегося в теплоноситель, будет в форме элементарного йода, прикрепленного к материальным точкам, а остаток будет в форме йодистого метила. Эти две разновидности будут осаждаться из теплоносителя с различной скоростью. Полное осаждение будет ограничиваться адсорбцией или повторным переходом осевшего йода во взвешенное состояние, и это необходимо учитывать при определении изменения активности в теплоносителе во времени. Для определения относительных количеств йода в каждой форме, периода полуосаждения разновидностей йода и предельного коэффициента осаждения необходимо использовать соответствующие величины, полученные экспериментальным путем.

Аварии с потерей давления

III–38. При аварии с потерей давления (потерей теплоносителя) оболочки некоторых тепловыделяющих элементов могут потерять герметичность, и из этих тепловыделяющих элементов в теплоноситель могут выделяться часть

общего количества продуктов деления в виде нейтральных газов, йода и цезия, которые "высвободились"³ из твэла в теплоноситель. Величина этой части зависит от удельной мощности топлива (МВт (тепловой)), температуры и выгорания топлива. В случае инертных газов и йода, доля устойчивых газообразных продуктов деления (Xe и Kr), ^{133}Xe и ^{131}I , высвобожденных в твэлах, рассчитываются при помощи компьютерного кода, основанного на диффузии UO_2 к границе зерен и формирования "пузырей" на границе зерна. Константы, используемые в коде, подогнаны, чтобы привести вычисленные части в соответствие с измерениями. Для цезия выброс из тепловыделяющего элемента в теплоноситель может быть определен на основе экспериментального наблюдения, которое говорит, что частичный выброс цезия составляет приблизительно одна третья часть от выброса ^{131}I .

III-39. В случае инертных газов, часть вышедших из топлива радиоактивных веществ, которые выброшены в атмосферу, определяется периодом полураспада их изотопов и скоростью сброса давления в реакторе. Для нуклидов йода и цезия, которые выбрасываются в молекулярной форме, осаждение на поверхностях реактора понижает их концентрацию в теплоносителе и, следовательно, их выброс в атмосферу. Необходимо учитывать как осаждение, так и последующую десорбцию. Важными факторами, определяющими скорости осаждения и десорбции, являются колебания величины расхода теплоносителя и температуры поверхностей во времени, а также степень перемешивания теплоносителя в реакторе.

III-40. Для газоохлаждаемого реактора необходимо выбрать такие конструкции контура теплоносителя, автоматической системы останова реактора и задать такую проектную удельную мощность топлива, чтобы при аварии с потерей давления не происходило расплавления оболочек тепловыделяющих элементов. Необходимо заметить, что повреждение корпуса высокого давления, выполненного из предварительно напряженного бетона, считается невероятным, и что прорывы в охлаждающем контуре могут произойти только в результате дефектов в проходках в корпусе высокого давления (например, проходка паропровода или трубопровода воды) или во внешнем трубопроводе с теплоносителем (например, в предохранительном клапане или в трубопроводе установки обработки теплоносителя). Наиболее крупный разрыв может произойти в результате неисправностей в напорном или обратном трубопроводах установки обработки теплоносителя. С целью ограничения скорости потери давления в проходках через корпус высокого давления для трубопроводов установки обработки теплоносителя ограничители расхода.

³ "Высвободились" здесь означает, что они вышли из матрицы топлива (UO_2).

III–41. Останов реактора по низкому давлению, предусмотренные проектом меры по непревышению максимальной скорости сброса давления, обеспечение минимального расхода теплоносителя, который при атмосферном давлении обеспечивает длительное охлаждение за счет теплообменников – все эти меры являются достаточными для того, чтобы температура оболочек тепловыделяющих элементов не превысила максимальной нормальной эксплуатационной температуры. Поддержание температура оболочек тепловыделяющих элементов на низком уровне сведет к минимуму возможность повреждений оболочек, которые могут произойти в результате события с потерей давления. Проектные пределы на температуру оболочек, температуру топлива, и давления газообразных продуктов деления в твэлах должны быть такими, что только тепловыделяющие элементы с необнаруженными производственными дефектами были бы не в состоянии остаться герметичными во время аварии с потерей давления.

III–42. Место выброса в атмосферу будет зависеть от расположения разрыва. В некоторых зонах, где может произойти большой разрыв, предусматриваются газопроводы горячего газа для отвода газов в атмосферу ниже уровня крыши реакторного здания. В других зонах газы выбрасываются в атмосферу выше уровня крыши реакторного здания через вентиляционную систему для удаления загрязненного воздуха. Выбросы в атмосферу пропускаются через высокоэффективные воздушные фильтры НЕРА. Однако, в связи с тем, что невозможно гарантировать высокую эффективность сбора газов, выброшенных из реактора, на практике принимают допущение о том, что выбросы не проходят очистки фильтрами. Поэтому, в силу того, что в расчеты не закладывается коэффициент фильтрации, расчеты считаются очень консервативными.

ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

III–43. В реакторах, в которых тяжелая вода (оксид дейтерия) используется в качестве замедлителя или теплоносителя, или того и другого, представляют потенциальную опасность с точки зрения таких же аварийных выбросов радиоактивных материалов, как и описанные выше соответствующие легководные реакторы. При анализе аварий с потерей теплоносителя в реакторах канального типа следует учитывать возможность разрыва технологических каналов, а также коллекторов и трубопроводов. Заметим, что разрыв технологического канала в комбинации с разрывом коллектора или трубопровода не требуется рассматривать и не рассматривается в качестве

проектной аварии. Следует также проанализировать аварии, связанные с повреждением трубок парогенератора или теплообменника.

III–44. Тяжелая вода на работающей атомной электростанции содержит тритий, который является продуктом активации дейтерия. Тритий находится в форме оксида (то есть воды) и его присутствие не является обычно важным фактором, определяющим потенциальную радиационную опасность для населения после аварии. Однако, с точки зрения защиты персонала площадки во время и после аварий определенного типа, наличие трития должно учитываться.

РЕАКТОРЫ С ПЕРЕГРУЗКОЙ ТОПЛИВА НА МОЩНОСТИ

III–45. Для реакторов с перегрузкой топлива на мощности необходимо учитывать возможность аварий, связанных с неисправностями во время перегрузки топлива, как в период, когда перегрузочная машина соединена с активной зоной реактора, так и при передаче отработанного топлива в бассейн-хранилище. Тяжесть последствий такой аварии равна или меньше, чем аварии с небольшой потерей теплоносителя, в зависимости от места неисправности и времени, прошедшего после извлечения топлива из активной зоны.

ДРУГИЕ АВАРИИ

III–46. Зоны атомной электростанции, где могут произойти другие постулированные исходные события, приводящие к выбросам радиоактивных веществ в окружающую среду, включают в себя:

- 1) зоны, где происходят погрузочно-разгрузочные операции с отработанным топливом (например, машина для перегрузки топлива, сухое хранилище топлива, камера разборки тепловыделяющих сборок, бассейн хранения топлива, отсек загрузки топлива в транспортные контейнеры);
- 2) установка для очистки радиоактивных стоков;
- 3) установка очистки и охлаждения воды бассейна выдержки отработанных тепловыделяющих сборок;
- 4) установка обработки теплоносителя;
- 5) склад для твердых радиоактивных отходов;
- 6) камера хранения обломков тепловыделяющих элементов;
- 7) вентиляционные фильтры.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ПРИЛОЖЕНИЮ III

- [III-1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ № NS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [III-2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, A Simplified Approach to Estimating Reference Source Terms for LWR Designs, IAEA-TECDOC-1127, IAEA, Vienna (1999).
- [III-3] DUTTON, L.M.C., et al., Realistic Methods for Calculating the Releases and Consequences of a Large LOCA, Rep. EUR-14179-EN, EURATOM, Luxembourg (1991).
- [III-4] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors, Regulatory Guide 1.4, NRC, Washington, DC (1974).
- [III-5] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors, Regulatory Guide 1.3, NRC, Washington, DC (1984).
- [III-6] BUNDESMINISTERIUM DES INNEREN, Accident Calculation Bases for the Guidelines for the Assessment of the Design of Nuclear Power Plants with PWRs against Accidents Pursuant to § 28, para. (3) of the Radiation Protection Ordinance of October 18, 1983 (BAnz 1983, Nr. 245a), Amended 29 June 1994 (BAnz. 1994, Nr. 222a), Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter (1994).
- [III-7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.3, IAEA, Vienna (2002).
- [III-8] DUTTON, L.M.C., et al., Methods for Calculating the Release of Radioactivity following Steam Generator Tube Rupture Faults, Rep. EUR-15615-EU, EURATOM, Luxembourg (1994).
- [III-9] CAPITAO, J.A., Synthesis of Auxiliary Building Faults Benchmark, European Commission Technical Note No. I.97.103, EC, Luxembourg (1997).
- [III-10] SOFFER, L., BURSON, S.B., FERRELL, C.M., LEE, R.Y., RIDGLEY, J.N., Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, Rep. NUREG-1465, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1995).

Приложение IV

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РАДИОАКТИВНОГО ВЫБРОСА ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ХАРАКТЕРИСТИКИ ВЫБРОСА ПРОДУКТОВ КОРРОЗИИ

IV–1. Коррозия сталей и сплавов, которые находятся в контакте с теплоносителем первого контура, приводит к росту на месте оксидного слоя и выбросу ионов в теплоноситель. Движущая сила для этого механизма – перепад концентрации между большей частью теплоносителя и порами в оксидном слое.

IV–2. Явления и зависимости, которые необходимо смоделировать, поясняются на рис. IV–1. В принципе, поведение продуктов коррозии может быть смоделировано методами в диапазоне от ручных вычислений до использования комплексного программного обеспечения, которое включает аналитические и феноменологические модели.

IV–3. В случае легководных ядерных реакторов параметры, касающиеся растворимости в воде оксидов при температуре и pH теплоносителя, являются очень важными параметрами, которые определяют поведение продуктов коррозии в теплоносителе первого контура. Более специфические подробности соответствующих параметров активности теплоносителя в корпусных водо-водяных энергетических реакторов даны ниже:

- в случае корпусного водо-водяного энергетического реактора параметры, относящиеся растворимости в воде ненасыщенных ферритов никеля и кобальта в температурном интервале теплоносителя 280°C–340°C и диапазоне pH 6.5–7.4 при 300°C, очень важны для определения поведения продуктов коррозии в теплоносителе первого контура;
- модели, которые используются для описания поведения продуктов коррозии, должны быть способны моделировать большую систему взаимодействия 'вода-металл', для которой типичны следующие параметры:
 - зона, находящаяся в контакте с теплоносителем первого контура: ~22 000 м²;
 - масса теплоносителя: 200–300 т;
 - скорость теплоносителя: 0.1–15 м·с⁻¹;

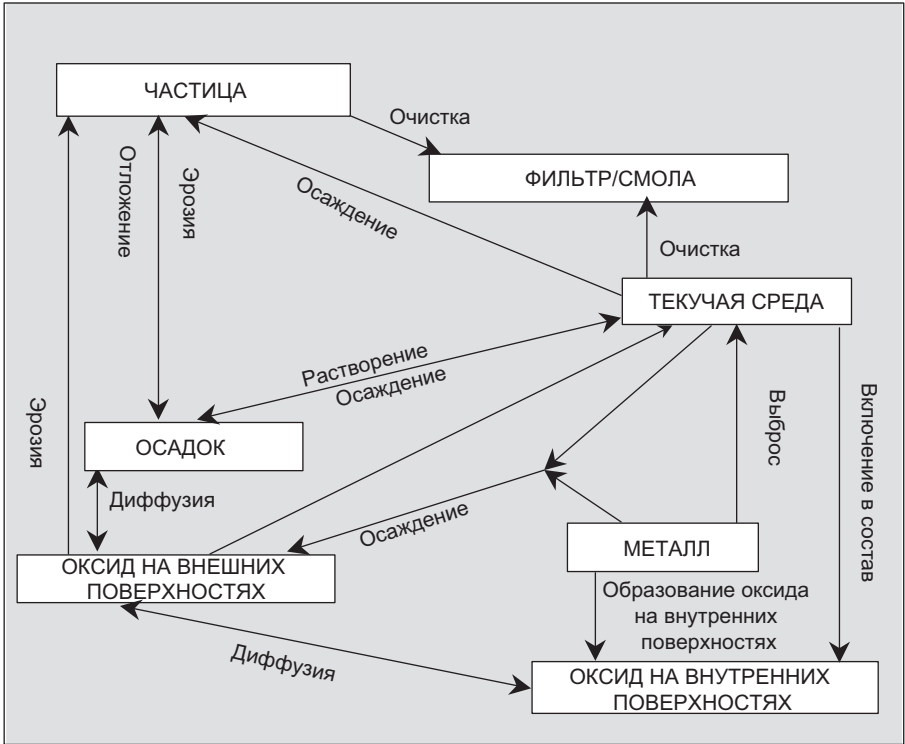


РИС. IV-1. Схема последовательности явлений, подлежащих рассмотрению при моделировании поведения продуктов коррозии.

- продолжительность прохождения теплоносителя по первому контуру (реактор $\Rightarrow$ парогенератор $\Rightarrow$ реактор): ~ 10 с, включая ~ 1 с в нейтронном потоке;
- разнообразие применяемых сплавов: циркалой® 4/инконель® 600, инконель® 690, инколой® 800/ инконель® 718/ твердые облицовочные материалы (стеллит®) / нержавеющая сталь.
- Порядок величины массы предшественников радиоактивных изотопов (в основном, ^{58}Ni (n, p) ^{58}Co и ^{59}Co (n, γ) ^{60}Co):
 - выброс (средняя величина): $1 \text{ мг/дм}^2/\text{месяц}$
 - длительность цикла: 10 месяцев
 - площадь за исключением площади циркалоя® ($\sim$ нулевые выбросы): 17000 м^2

— уровень ^{59}Co (примесь): $\sim 5 \cdot 10^{-4} \text{ г} \cdot \text{г}^{-1}$

— ^{58}Ni в сплаве на основе никеля (инконель® 600, 690): $\sim 3 \cdot 10^{-1} \text{ г} \cdot \text{г}^{-1}$

- поэтому, количество радиоактивных элементов, попавших в теплоноситель реактора в течение десятимесячного цикла, составляет $\sim 10 \text{ г} \cdot \text{цикл}^{-1} \text{ } ^{59}\text{Co}$ и $\sim 5 \text{ кг} \cdot \text{цикл}^{-1} \text{ } ^{58}\text{Ni}$;
- износ твердых облицовочных материалов (деталей внутризонных конструкций, подшипников насосов, клапанов, приводов стержней системы управления и защиты и т.п.) добавляет к количеству ^{59}Co ;
- в результате этого, около $10 \text{ г } ^{59}\text{Co}$ и $5 \text{ кг } ^{58}\text{Ni}$ являются исходными материалами для отложений ^{60}Co и ^{58}Co , соответственно, которые ответственны за 90 % мощностей дозы и дозы профессионального облучения¹.

IV–4. В случае реакторов на быстрых нейтронах теплоноситель второго контура подвергается воздействию нейтронного потока, поэтому необходимо оценить характеристики выброса в результате образования продуктов коррозии во втором контуре. Вот некоторые из важных явлений, которые влияют на характеристики выброса продуктов коррозии:

- ионы могут оседать и собираться, образуя частицы;
- эти частицы циркулируют в текучей среде и склонны образовывать осадки на поверхностях либо в пределах активной зоны реактора, либо за пределами воздействия нейтронного потока. В ходе этого процесса они подвергаются активации в ходе циркуляции или после осаждения на поверхностях активной зоны;
- ионы и частицы могут быть удалены из теплоносителя первого контура системой очистки теплоносителя. Эффективность этого процесса зависит от расхода теплоносителя и от коэффициентов очистки фильтров и ионообменных колонок ионного обмена системы очистки теплоносителя. Если любой из этих параметров будет слишком низок, то система очистки будет неэффективна.

Поскольку первый контур – практически герметичная и неизотермическая система, то вышеупомянутые процессы конкурируют с обратными процессами: например, частицы и осадки могут растворяться.

¹ Это относится к реакторам, в которых для трубки парогенератора используется сплав на основе никеля.

IV–5. В применяемых моделях необходимо учитывать свойства моделируемых систем. Основные параметры корпусного водо-водяного энергетического реактора уже даны в пункте IV–2.

IV–6. Ниже даны примеры других факторов, которые также подлежат моделированию:

- когда концентрация оксидов в теплоносителе первого контура очень низка (в корпусных водо-водяных энергетических реакторах типичная величина составляет несколько 10^{-9} г·г⁻¹);
- когда выход элементов из сплавов не пропорционален их составу;
- когда химические условия изменяются в течение топливного цикла в пределах определенного диапазона;
- когда необходимо принимать во внимание массу теплоносителя и температуры поверхностей;
- когда износ трением является существенным.

IV–7. Явления, связанные с поведением продуктов коррозии, настолько сложны, что точность и ручных вычислений, и вычислений, сделанных с использованием основанных на аналитических моделях машинных кодов, недостаточна. Однако, результаты вычислений, сделанных с помощью кодов, в которых приняты во внимание физические и химические явления, намного более точны. Они не дают точных результатов в абсолютных величинах, но они правильно предсказывают взаимозависимости между важными проектными параметрами и характеристиками выброса. Поэтому они являются очень важным средством оказания помощи при оптимизации уровней источников ⁵⁸Со и ⁶⁰Со.

IV–8. Вследствие комплексной природы участвующих в этом процессе явлений другим существенным источником информации при оценке характеристик выброса, обусловленного продуктами коррозии, является опыт эксплуатации аналогичных атомных электростанций. Сопоставимость данных с эксплуатирующейся атомной электростанцией будет зависеть от того, насколько все соответствующие факторы на эксплуатирующейся атомной электростанции сравнимы с факторами проектируемой АЭС. В число этих факторов входят материалы контуров теплоносителя и примеси этих материалов, химический состав теплоносителя, процедуры останова реактора и другие вышеупомянутые факторы. Сбор самых точных данных по опыту эксплуатации требует регулярного проведения измерений в точно тех же самых местах в течение срока службы атомной электростанции, включая проведение измерений при переходных режимах, таких как останов реактора.

IV–9. Чтобы оптимизировать уровни источников излучения на проектируемой атомной электростанции, необходимо знать природу и состав радиоактивных материалов, которые осели на узлах на соответствующих эксплуатирующихся атомных электростанциях. Это лучше всего может быть измерено при помощи коллиматорного гамма-спектрометра. Большие изменения, которые происходят в физических и химических свойствах теплоносителя при переходе от работы на мощности к холодному останову, вызывают значительное растворение продуктов коррозии, осажденных на тепловыделяющих элементах. Степень соответствующих пиков активности теплоносителя зависит от большого количества параметров. Величина пиков непредсказуема. Однако для конкретного типа реактора можно обозначить диапазон изменений. Поскольку осаждение продуктов коррозии различно в различных топливных циклах на той же самой атомной электростанции, необходимо обеспечить, что используемые эксплуатационные данные преобразованы в величины, которые устанавливают достаточные предельные значения для целей проектирования.

IV–10. Для того, чтобы оценить характеристики выброса для целей модернизации или вывода из эксплуатации атомной электростанции, нет ничего лучше результатов самых последних измерений, которые были сделаны на этой атомной электростанции во всех соответствующих точках измерения доз облучения.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ВЫБРОСА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

IV–11. Обычный подход к определению характеристик выброса продуктов деления заключается в том, чтобы:

- вычислить запасы продуктов деления в топливе – имеется несколько хорошо известных машинных кодов для выполнения этой оценки²;
- определить количество радионуклидов и соответствующую активность во всех пустотах тепловыделяющих элементов;
- определить общую активность радионуклидов, которые выйдут в теплоноситель через дефекты оболочек.

Эти вычисления – комплексные, в особенности последний пункт.

² Например, коды Примеры – ORIGEN, FISPIN и APOLLO, соответственно в США, в Великобритании и во Франции.

IV–12. Исторически, выброс радионуклидов в теплоноситель представлен коэффициентами, величина которых выведена на основе ранее проведенных экспериментов и зависят от рассматриваемого элемента. В этом случае некоторые очень важные параметры, такие, как локальная мощность и температура и "размер" дефекта не принимались во внимание. Как правило, согласованность с эксплуатационным опытом неудовлетворительная. Однако при вычислении характеристик выброса продуктов деления, соответствующие неопределенности в активности продуктов деления в теплоносителе компенсированы за счет того, что доля дефектных тепловыделяющих элементов принимается намного большей (для легководных ядерных реакторов эта величина принимается равной 0,25% от общего количества твэлов в активной зоне, что типично), чем имеет место на самом деле на эксплуатирующихся реакторах. Соответствующие характеристики выброса продуктов деления используются для проекта защиты в местах, где накапливается радиоактивный материал, таких как фильтры и ионообменники.

IV–13. Более точные результаты получены с использованием современных кодов для расчета выхода продуктов деления за счет включением зависимости коэффициента выброса (s^{-1}) от периода полураспада каждого изотопа и принимая во внимание те параметры, которые были исключены из рассмотрения в более раннем подходе. В этом случае согласованность с эксплуатационным опытом хорошая, и прогнозы, сделанные на основе таких кодов, могут использоваться как значительно менее консервативное основание для проектирования защиты.

IV–14. Это усовершенствование важно для оптимизации защиты, потому что различие между двумя подходами может привести к различию характеристик выброса, которые отличаются на величину от 3 до 10 раз в зависимости от изотопа. Для точечного источника, испускающего гамма-излучение с энергией 1 МэВ, пятикратное снижение характеристик приведет к снижению толщины бетонной защиты приблизительно на 20 см.

IV–15. Альтернативным методом является использование разумно ограничивающих пределов, которые выведены на основе опыта эксплуатации аналогичных атомных электростанций. Факторы, которые определяют применимость опыта других эксплуатируемых атомных электростанций, включают конструкцию тепловыделяющих элементов, их мощность и выгорание топлива.

IV–16. Во время переходных процессов мощности продукты деления выходят в теплоноситель в течение короткого времени через дефекты оболочек топлива.

Эти выбросы являются причиной всплесков активности теплоносителя. Величина и период выброса трудно поддаются прогнозированию, но на основе эксплуатационного опыта можно вывести весьма обоснованные диапазоны величин. В Ссылке [IV-1] сообщается о соотношении выброса и его длительности в зависимости от активности теплоносителя на период до переходного процесса.

IV-17. В случае модернизации или вывод из эксплуатации атомной электростанции, нет ничего лучше результатов самых последних измерений, которые были сделаны на этой же атомной электростанции.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ПРИЛОЖЕНИЮ IV

[IV-1] DUTTON, L.M.C., et al., Methods for Calculating the Release of Radioactivity following Steam Generator Tube Rupture Faults, Rep. EUR-15615-EU, EURATOM, Luxembourg (1994).

Настоящая публикация была заменена публикацией IAEA Safety Standards Series No. SSG-90.

Приложение V

ПРИМЕРЫ ЗОНИРОВАНИЯ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

V–1. Ниже приведен хороший пример разбивки на зоны по величине облучения, который использоваться для целей проектирования (Таблица V–1) [V-1].

V–2. Хороший пример зонирования, при котором учитываются уровень излучения, степень поверхностного и аэрозольного загрязнения, дан в соответствии с классификацией зон в пределах зоны регулируемого посещения на шведских атомных электростанциях (Таблица V–2) [V-2].

ТАБЛИЦА V–1. ПРИМЕР ЗОНИРОВАНИЯ НА ОСНОВЕ УРОВНЕЙ ОБЛУЧЕНИЯ, КОТОРОЕ МОЖНО ИСПОЛЬЗОВАТЬ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

Требования к пребыванию персонала	Проектная мощность эквивалентной дозы облучения (μЗв/ч)	
	Среднее значение	Максимальное значение
Зоны нерегулируемого посещения на площадке	—	1
Длительное (> 10 человеко-часов в неделю)	1	5
1–10 человеко-часов в неделю	10	50
<1 человеко-часов в неделю	100	500
1–10 человеко-часов ежегодно	1000	10 000
<1 человеко-часов ежегодно	10 000	^a

^a Мощности дозы выше 10 мЗв/ч являются приемлемыми при условии, что время облучения соответственно сокращено.

ТАБЛИЦА V–2. КЛАССИФИКАЦИЯ ЗОН В ПРЕДЕЛАХ ЗОНЫ РЕГУЛИРУЕМОГО ПОСЕЩЕНИЯ НА ШВЕДСКИХ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯХ ПО ИЗЛУЧЕНИЮ, ПОВЕРХНОСТНОМУ И АЭРОЗОЛЬНОМУ ЗАГРЯЗНЕНИЮ

Обозначение зон	Синяя зона	Желтая зона	Красная зона
Зоны облучения	<25 $\mu\text{Sv/h}$	25–1000 $\mu\text{Sv/h}$	> 1000 $\mu\text{Sv/h}$
Зоны поверхностного загрязнения	Для общего β -загрязнения <40 кБк/м ²	40–1000 кБк/м ²	> 1000 кБк/м ²
	Для общего α -загрязнения <4 кБк/м ²	4–100 кБк/м ²	> 100 кБк/м ²
Зоны аэрозольного загрязнения	1 УДК (в) ^a	1–10 УДК (в)	> 10 УДК (в)

^a условная допустимая концентрация в воздухе

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ПРИЛОЖЕНИЮ V

[V–1] NUCLEAR ELECTRIC, Preconstruction Safety Report for Sizewell B Barnwood, Gloucester (1996).
[V–2] FORSMARK NUCLEAR POWER PLANT, Radiation Protection Instructions (2003), Instruction F-I-201, Forsmark Kraftgrupp AB, Östhammar (2003).

ГЛОССАРИЙ

Авария. Любое непреднамеренное событие, включая эксплуатационные ошибки, отказы оборудования или другие неполадки, действительные или потенциальные последствия которых не являются пренебрежимо малыми с точки зрения защиты или безопасности.

Оценка. Процесс и результат систематического анализа опасностей, связанных с источниками и практической деятельностью, и с соответствующими мерами защиты и безопасности, нацеленными на количественное определение показателей производительности для сравнения с критериями.

Предотвращенная доза. Доза, предотвращенная применением контрмеры или комплекса контрмер, то есть разность между прогнозируемой дозой в отсутствие применения контрмер(ы) и фактически прогнозируемой дозой.

Запроектная авария. Аварийные условия более тяжелые, чем проектная авария.

Ввод в эксплуатацию. Процесс, посредством которого системы и узлы сооруженных установок и деятельности приводятся в рабочее состояние и проверяются на соответствие проекту и требуемым рабочим параметрам.

Локализация. Предотвращение или уменьшение выбросов радиоактивного материала в окружающую среду в эксплуатационных состояниях или при проектной аварии.

Строительство. Процесс производства и сборки узлов установки, выполнения строительных работ, монтажа узлов и оборудования и выполнения соответствующих испытаний.

Загрязнение. Радиоактивные вещества на поверхностях или находящиеся в твердых телах, жидкостях или газах (включая человеческое тело), где их присутствие непреднамеренно или нежелательно, или процесс, приводящий к присутствию радиоактивных веществ в таких местах.

Зона регулируемого посещения. Обозначенная зона, в которой требуются или могут потребоваться особые меры защиты и безопасности для контроля за нормальной величиной дозы, или для предотвращения распространения

загрязнения в нормальных рабочих условиях, или для предотвращения или ограничения потенциальных доз.

Критическая группа. Группа представителей населения, которая является достаточно однородной в отношении её облучения от данного источника излучений и, как правило, состоящая из представителей населения, получающих самую высокую эффективную или эквивалентную дозу (в зависимости от ситуации) от данного источника.

Снятие с эксплуатации. Административные и технические действия, предпринятые для того, чтобы вывести установку из-под действия некоторых или всех регулирующих положений (за исключением могильников или некоторых ядерных установок, используемых для захоронения отходов добычи и переработки радиоактивных материалов, которые подлежат "закрытию", а не "снятию с эксплуатации").

Допустимая концентрация в воздухе (ДКВ). Условный предел концентрации активности в воздухе определенного радионуклида, рассчитанного таким образом, что условный человек, вдыхая воздух с постоянным загрязнением с ДКВ, выполняя легкую физическую работу в течение рабочего года, получал бы такое поступление радионуклида, которое соответствует годовому пределу поступления для рассматриваемого радионуклида.

Проект. Процесс и результат разработки концепции, детализированных планов, обосновывающих расчетов и технических требований по данной установке и её частям.

Проектная авария. Аварийные условия, с учетом которых рассчитывается при проектировании которых атомная электростанция в соответствии с установленными проектными критериями, и при которых повреждение топлива и выброс радиоактивного материала сохраняется в разрешенных пределах.

Рассеивание. Распространение радионуклидов в воздухе (аэродинамическая дисперсия) или в воде (гидродинамическая дисперсия) являющееся, главным образом, результатом физических процессов, воздействующих на скорость различных молекул в среде.

Граничное значение дозы. Предполагаемое ограничение индивидуальной дозы от какого-либо источника, которое служит верхней границы дозы в оптимизации защиты и безопасности в отношении данного источника.

Аварийная ситуация. Нештатная ситуация или явление, которое требует принятия оперативных действий, прежде всего для смягчения опасности или неблагоприятных последствий для здоровья человека и безопасности, качества жизни, собственности или окружающей среды. Этот термин охватывает ядерные и радиологические аварийные ситуации и обычные аварийные ситуации, такие как пожар, выброс опасных химических веществ, ураган или землетрясение. Сюда входят ситуации, для которых оперативные действия обеспечивают воздействие воспринятой опасности.

Событие. В контексте представления информации и анализа событий, событие – любое непреднамеренное [со стороны оператора] происшествие, включая ошибку при эксплуатации, отказы оборудования или другие неполадки, а также злоумышленные действия, реальные или потенциальные последствия которых не могут игнорироваться с точки зрения защиты или безопасности.

Путь облучения. Путь, по которому излучение или радионуклиды могут достичь человека и вызвать облучение.

Выход из зазора. Выброс из активной зоны реактора продуктов деления из зазора в тепловыделяющем элементе, который происходит немедленно после разгерметизации оболочки тепловыделяющего элемента и является первым радиологическим признаком повреждения активной зоны.

Поступление. Действие или процесс поглощения радионуклидов телом посредством ингаляции или с приемом пищи или через кожные покровы.

Обоснование. Процесс определения полезности практической деятельности в целом, как этого требует Система радиологической защиты МКРЗ, то есть перевешивают ли выгоды, получаемые отдельными лицами и обществом от введения или продолжения данной практической деятельности, ущерб (включая радиационный ущерб), являющийся результатом осуществления данной практической деятельности.

Представитель населения. В общем смысле, любой представитель населения за исключением тех случаев, когда, с точки зрения защиты и

безопасности, он подвергается профессиональному или медицинскому облучению. С целью подтверждения соответствия пределу годовой дозы облучения населения – характерный представитель критической группы.

Дозиметрический контроль. Измерение дозы или загрязнение для оценки или контроля воздействия излучения или радиоактивных веществ, а также интерпретация результатов измерений.

Индивидуальный дозиметрический контроль. Контроль с использованием измерений при помощи индивидуальных приборов, которые носят работники, или измерение количеств радиоактивных веществ, находящихся у них в организме или на их теле.

Дозиметрический контроль рабочих мест. Контроль с использованием измерений, производимый в производственных условиях.

Профессиональное облучение. Любое облучение работников в процессе выполняемой ими работы, помимо исключенного облучения и облучения, обусловленного практической деятельностью или источниками, освобожденными из-под контроля.

Эксплуатационные состояния. Состояния, определенные при нормальной эксплуатации и ожидаемых эксплуатационных событиях.

Оптимизация защиты (и безопасности). Процесс определения, какой уровень защиты и безопасности удерживает облучение, вероятность и величину потенциального облучения "на разумно достижимом низком уровне с учетом экономических и социальных факторов" (принцип ALARA), как этого требует Система радиологической защиты МКРЗ.

Потенциальное облучение. Облучение, получение которого не ожидается с уверенностью, но которое может быть вызвано аварией источника или из-за события или последовательности событий вероятностной природы, включая отказы оборудования и ошибки эксплуатации.

Практическая деятельность (практика). Любая человеческая деятельность, при осуществлении которой вводятся дополнительные источники облучения или создаются дополнительные пути облучения, либо увеличивается количество людей, подвергающихся облучению, либо изменяется структура путей облучения от существующих источников

таким образом, что увеличивается либо само облучение, либо вероятность облучения людей, либо количество облучаемых людей.

Прогнозируемая доза. Доза, которая была бы получена, если были бы предприняты определенные контрмеры или комплексы контрмер, или наоборот, контрмеры не были бы предприняты.

Защита и безопасность. Защита людей от воздействия ионизирующего излучения или радиоактивных материалов и безопасность источников излучения, включая средства достижения этого, и средства предотвращения аварий и смягчения последствий аварий в том случае, если они произойдут.

Облучение населения. Облучение, полученное представителями населения в результате воздействия источников излучения за исключением любого профессионального или медицинского облучения, а также облучения, обусловленного нормальным местным естественным фоновым излучением, но включая облучение, получаемое при использовании разрешенных источников и осуществления разрешенной практической деятельности и в ситуациях вмешательства.

Радиационная защита. Защита людей от воздействия ионизирующей радиации, а также средства достижения этого.

Программа радиационной защиты. Систематические мероприятия, которые нацелены при обеспечении адекватного учета мер радиационной защиты.

Радиоактивные выбросы (сбросы). Радиоактивные вещества, образующиеся в используемом в рамках какой-либо практической деятельности источнике, которые сбрасываются в окружающую среду в виде газов, аэрозолей, жидкостей или твердых веществ, обычно с целью разбавления или рассеивания.

Радиоактивность. Явление, при котором атомы подвергаются спонтанному случайному распаду, обычно сопровождаемому испусканием излучения.

Регулирующий орган. Полномочный орган или система полномочных органов, назначенных правительством государства с юридическими полномочиями для осуществления процессов регулирования, включая выдачу официальных разрешений, и для регулирования таким образом

ядерной и радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов и безопасности перевозок.

Риск. Определяемое множеством признаков количество, выражающее опасность, угрозу или возможность вредных или разрушительных последствий, связанных с действительным или потенциальным облучением. Эта величина имеет отношение к таким количественным показателям, как вероятность возникновения особо вредных последствий, а также их величина и характер.

Культура безопасности. Совокупность характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, посредством которой устанавливается, что проблемам защиты и безопасности, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, соответствующее их значимости.

Источник. Любое, что может вызвать радиоактивное облучение — например, за счет испускания ионизирующего излучения или высвобождения радиоактивных веществ или материалов — и может рассматриваться с точки зрения защиты и безопасности как единое целое.

Характеристики выброса. Количество и изотопный состав действительного или постулированного выброса материала с установки.

Зона надзора. Обозначенная зона, которая не является зоной регулируемого посещения, но в которой условия профессионального облучения контролируются, хотя, как правило, специальных мер безопасности или средств защиты не требуется.

Работник. Любой человек, который работает в течение полного или неполного рабочего дня, или временно, на нанимателя, и который признает свои права и обязанности в отношении защиты от профессионального облучения. (Считается, что самозанятый человек имеет обязанности как нанимателя, так и работника).

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Brissaud, A.	EDF SEPTEN, France
Conlon, P.	International Atomic Energy Agency
Dutton, L.M.C.	NNC Limited, United Kingdom
Gustafsson, M.	International Atomic Energy Agency
Jacob, M.	Westinghouse Electric Company, United States of America
Kraus, W.D.	Bundesamt für Strahlenschutz, Germany
Metcalf, P.	International Atomic Energy Agency
Vilkamo, O.	Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland

Настоящая публикация была заменена публикацией IAEA Safety Standards Series No. SSG-90.

ОРГАНЫ, УЧАСТВУЮЩИЕ В ОДОБРЕНИИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ

Звездочкой () отмечены члены-корреспонденты. Членам-корреспондентам направляются проекты документов для замечаний, а также другая документация, но они, как правило, не принимают участия в работе совещаний.*

Комиссия по нормам безопасности

Аргентина: Oliveira, A.; Австралия: Loy, J.; Бразилия: Souza de Assis, A.; Канада: Pereira, J.K.; Китай: Li, G.; Чешская Республика: Drabova, D.; Дания: Ulbak, K.; Египет: Abdel-Hamid, S.B.; Франция: Lacoste, A.-C.; Германия: Majer, D.; Индия: Sukhatme, S.P.; Япония: Abe, K.; Корея, Республика: Eun, Y.-S.; Пакистан: Hashimi, J.; Российская Федерация: Малышев, А.Б.; Испания: Azuara, J.A.; Швеция: Holm, L.-E.; Швейцария: Schmocker, U.; Соединенное Королевство: Williams, L.G. (Председатель); Соединенные Штаты Америки: Virgilio, M.; МАГАТЭ: Karbassioun, A.; Европейская комиссия: Waeterloos, C.; Международная комиссия по радиологической защите: Holm, L.-E.; Агентство по ядерной энергии ОЭСР: Shimomura, K.

Комитет по нормам ядерной безопасности

*Аргентина: Sajaroff, P.; Австралия: MacNab, D.; *Беларусь: Судаков, И.; Бельгия: Govaerts, P.; Бразилия: Salati de Almeida, I.P.; Болгария: Гантчев, Т.; Канада: Hawley, P.; Китай: Wang, J.; Чешская Республика: Böhm, K.; *Египет: Hassib, G.; Финляндия: Reiman, L. (Председатель); Франция: Saint Raymond, P.; Германия: Feige, G.; Венгрия: Vöröss, L.; Индия: Kushwaha, H.S.; Ирландия: Hone, C.; Израиль: Hirshfeld, H.; Япония: Yamamoto, T.; Корея, Республика: Lee, J.-I.; Литва: Demcenko, M.; *Мексика: Delgado Guardado, J.L.; Нидерланды: de Munk, P.; *Пакистан: Hashimi, J.A.; *Перу: Ramírez Quijada, R.; Российская Федерация: Баклушин, Р.П.; Южная Африка: Bester, P.J.; Испания: Mellado, I.; Швеция: Jende, E.; Швейцария: Aeberli, W.; *Таиланд: Tanipanichskul, P.; Турция: Alten, S.; Соединенное Королевство: Hall, A.; Соединенные Штаты Америки: Mayfield, M.E.; Европейская комиссия: Schwartz, J.-C.; МАГАТЭ: Bevington, L. (координатор); Международная организация по стандартизации: Nigon, J.L.; Агентство по ядерной энергии ОЭСР: Hrehor, M.*

Комитет по нормам радиационной безопасности

Аргентина: Rojkind, R.H.A.; *Австралия:* Melbourne, A.; **Беларусь:* Рыдлевский, Л.; *Бельгия:* Smeesters, P.; *Бразилия:* Amaral, E.; *Канада:* Bundy, K.; *Китай:* Yang, H.; *Куба:* Betancourt Hernandez, A.; *Чешская Республика:* Drabova, D.; *Дания:* Ulbak, K.; **Египет:* Hanna, M.; *Финляндия:* Markkanen, M.; *Франция:* Piechowski, J.; *Германия:* Landfermann, H.; *Венгрия:* Koblinger, L.; *Индия:* Sharma, D.N.; *Ирландия:* Colgan, T.; *Израиль:* Laichter, Y.; *Италия:* Sgrilli, E.; *Япония:* Yamaguchi, J.; *Корея, Республика:* Kim, C.W.; **Мадагаскар:* Andriambololona, R.; **Мексика:* Delgado Guardado, J.L.; **Нидерланды:* Zuur, C.; *Норвегия:* Saxebol, G.; **Перу:* Medina Gironzini, E.; *Польша:* Merta, A.; *Российская Федерация:* Кутков, В.; *Словакия:* Jurina, V.; *Южная Африка:* Olivier, J.H.I.; *Испания:* Amor, I.; *Швеция:* Hofvander, P.; *Мoberg, L.; Швейцария:* Pfeiffer, H.J.; **Таиланд:* Pongpat, P.; *Турция:* Uslu, I.; *Украина:* Лихтарев, И.А.; *Соединенное Королевство:* Robinson, I. (Председатель); *Соединенные Штаты Америки:* Paperiello, C.; *Европейская комиссия:* Janssens, A.; *МАГАТЭ:* Boal, T. (координатор); *Международная комиссия по радиологической защите:* Valentin, J.; *Международное бюро труда:* Niu, S.; *Международная организация по стандартизации:* Perrin, M.; *Международная ассоциация радиационной защиты:* Webb, G.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР:* Lazo, T.; *Панамериканская организация здравоохранения:* Jimenez, P.; *Научный комитет ООН по действию атомной радиации:* Gentner, N.; *Всемирная организация здравоохранения:* Carr, Z.

Комитет по нормам безопасности перевозки

Аргентина: López Vietri, J.; *Австралия:* Colgan, P.; **Беларусь:* Зайцев, С.; *Бельгия:* Cottens, E.; *Бразилия:* Mezrahi, A.; *Болгария:* Бакалова, А.; *Канада:* Viglasky, T.; *Китай:* Pu, Y.; **Дания:* Hannibal, L.; *Египет:* El-Shinawy, R.M.K.; *Франция:* Aguilar, J.; *Германия:* Rein, H.; *Венгрия:* Sáfár, J.; *Индия:* Nandakumar, A.N.; *Ирландия:* Duffy, J.; *Израиль:* Koch, J.; *Италия:* Trivelloni, S.; *Япония:* Saito, T.; *Корея, Республика:* Kwon, S.-G.; *Нидерланды:* Van Halem, H.; *Норвегия:* Hornkjøl, S.; **Перу:* Regalado Campaña, S.; *Румыния:* Vieru, G.; *Российская Федерация:* Ершов, В.Н.; *Южная Африка:* Jutle, K.; *Испания:* Zamora Martin, F.; *Швеция:* Pettersson, B.G.; *Швейцария:* Knecht, B.; **Таиланд:* Jerachanchai, S.; *Турция:* Köksal, M.E.; *Соединенное Королевство:* Young, C.N. (Председатель); *Соединенные Штаты Америки:* Brach, W.E.; McGuire, R.; *Европейская комиссия:* Rossi, L.; *Международная ассоциация воздушного транспорта:* Abouchaar, J.; *МАГАТЭ:* Wangler, M.E. (координатор); *Международная организация гражданской авиации:* Rooney, K.; *Международная федерация*

ассоциаций линейных пилотов: Tisdall, A.; Международная морская организация: Rahim, I.; Международная организация по стандартизации: Malesys, P.; Европейская экономическая комиссия Организации Объединенных Наций: Kervella, O.; Всемирный институт по ядерным перевозкам: Lesage, M.

Комитет по нормам безопасности отходов

*Аргентина: Siraky, G.; Австралия: Williams, G.; *Беларусь: Роздяловская, Л.; Бельгия: Baekelandt, L. (Председатель); Бразилия: Xavier, A.; *Болгария: Симеонов, Г.; Канада: Ferch, R.; Китай: Fan, Z.; Куба: Benitez, J.; *Дания: Øhlenschlaeger, M.; *Египет: Al Adham, K.; Al Sorogi, M.; Финляндия: Ruokola, E.; Франция: Averous, J.; Германия: von Dobschütz, P.; Венгрия: Czoch, I.; Индия: Raj, K.; Ирландия: Pollard, D.; Израиль: Avraham, D.; Италия: Dionisi, M.; Япония: Irie, K.; Корея, Республика: Song, W.; *Мадагаскар: Andriambololona, R.; Мексика: Aguirre Gómez, J.; Delgado Guardado, J.; Нидерланды: Selling, H.; *Норвегия: Sorlie, A.; Пакистан: Hussain, M.; *Перу: Gutierrez, M.; Российская Федерация: Полуэктов, П.П.; Словакия: Konecny, L.; Южная Африка: Pather, T.; Испания: López de la Higuera, J.; Ruiz López, C.; Швеция: Wingefors, S.; Швейцария: Zurkinden, A.; *Таиланд: Wangcharoenroong, B.; Турция: Osmanlioglu, A.; Соединенное Королевство: Wilson, C.; Соединенные Штаты Америки: Greeves, J.; Wallo, A.; Европейская комиссия: Taylor, D.; МАГАТЭ: Hioki, K. (координатор); Международная комиссия по радиологической защите: Valentin, J.; Международная организация по стандартизации: Hutson, G.; Агентство по ядерной энергии ОЭСР: Riotte, H.*

Обеспечение безопасности посредством международных норм

“Нормы МАГАТЭ стали ключевым элементом глобального режима обеспечения безопасности полезного применения ядерных и радиационных технологий.

Нормы безопасности МАГАТЭ применяются при производстве ядерной энергии, а также в медицине, промышленности, сельском хозяйстве, исследованиях и образовании с целью обеспечения надлежащей защиты людей и охраны окружающей среды”.

Мохамед ЭльБарадей
Генеральный директор МАГАТЭ