

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Нормы МАГАТЭ по безопасности для защиты людей и охраны окружающей среды

Безопасность исследовательских реакторов

Требования безопасности
№ NS-R-4



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

В соответствии со статьей III своего Устава МАГАТЭ уполномочено устанавливать или принимать нормы безопасности для защиты здоровья и сведения к минимуму опасностей для жизни и имущества и обеспечивать применение этих норм.

Публикации, посредством которых МАГАТЭ устанавливает нормы, выпускаются в **Серии норм МАГАТЭ по безопасности**. В этой серии охватываются вопросы ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности перевозки и безопасности отходов. Категории публикаций в этой серии - это **Основы безопасности, Требования безопасности и Руководства по безопасности**.

Информацию о программе МАГАТЭ по нормам безопасности можно получить на сайте МАГАТЭ в Интернете

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

На этом сайте содержатся тексты опубликованных норм безопасности и проектов норм безопасности на английском языке. Тексты норм безопасности выпускаются на арабском, китайском, испанском, русском и французском языках, там также можно найти глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности и доклад о ходе работы над еще не выпущенными нормами безопасности. Для получения дополнительной информации просьба обращаться в МАГАТЭ по адресу: PO. Box 100, 1400 Vienna, Austria.

Всем пользователям норм МАГАТЭ по безопасности предлагается сообщать МАГАТЭ об опыте их использования (например, в качестве основы для национальных регулирующих положений, для составления обзоров безопасности и учебных курсов) в целях обеспечения того, чтобы они по-прежнему отвечали потребностям пользователей. Эта информация может быть направлена через сайт МАГАТЭ в Интернете или по почте (см. адрес выше), или по электронной почте по адресу Official.Mail@iaea.org.

ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

МАГАТЭ обеспечивает применение норм и в соответствии со статьями III и VIII.C своего Устава предоставляет сведения и способствует обмену информацией, касающейся мирной деятельности в ядерной области, и служит в этом посредником между своими государствами-членами.

Доклады по вопросам безопасности и защиты в ядерной деятельности выпускаются в качестве **докладов по безопасности**, в которых приводятся практические примеры и подробные описания методов, которые могут использоваться в поддержку норм безопасности.

Другие публикации МАГАТЭ по вопросам безопасности выпускаются в качестве **докладов по радиологическим оценкам, докладов ИНСАГ** Международной группы по ядерной безопасности, **технических докладов** и документов **ТЕСДОС**. МАГАТЭ выпускает также доклады по радиологическим авариям, учебные пособия и практические руководства, а также другие специальные публикации по вопросам безопасности. Публикации по вопросам физической безопасности выпускаются в **Серии МАГАТЭ по физической ядерной безопасности**.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
РЕАКТОРОВ

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

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

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".

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ, № NS-R-4

БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
РЕАКТОРОВ

ТРЕБОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 2010 ГОД

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 маркетинга и сбыта
Издательская секция
Международное агентство по атомной энергии
Vienna International Centre
PO 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, 2010

Напечатано МАГАТЭ в Австрии
Ноябрь 2010

БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ
МАГАТЭ, ВЕНА, 2010
STI/PUB/1220
ISBN 978-92-0-410110-2
ISSN 1020-5845

ПРЕДИСЛОВИЕ

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 90-х годов прошлого века было начато осуществление существенного пересмотра программы норм МАГАТЭ по безопасности, 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 МАГАТЭ по безопасности 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

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

безопасности при использовании ядерных материалов и источников излучения во всем мире. Их непрерывное использование на благо человечества должно осуществляться безопасным образом, и нормы МАГАТЭ по безопасности 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.

Нормы также обеспечивают поддержку государствам в выполнении их международных обязательств. Одно общее международное обязательство - это то, что государство не должно осуществлять деятельность, которая причиняет ущерб в другом государстве. Более конкретные обязательства, возложенные на договаривающиеся государства, изложены в международных конвенциях, касающихся безопасности. Согласованные на международном уровне нормы безопасности МАГАТЭ обеспечивают для государств основу 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, состоящей из трех категорий:

Основы безопасности

— содержащие цели, концепции и принципы обеспечения защиты и безопасности и служащие основой для требований безопасности.

Требования безопасности

— устанавливающие требования, которые должны выполняться с целью обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды в настоящее

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

время и в будущем. Эти требования, для выражения которых применяется формулировка “должен, должна, должно, должны”, определяются целями, концепциями и принципами, изложенными в Основах безопасности. Если они не выполняются, то должны быть приняты 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

—предоставляющие рекомендации и руководящие материалы по соблюдению Требований безопасности. Рекомендации в Руководствах по безопасности формулируются с применением глагола “следует”. Рекомендуются принимать указанные в них меры или эквивалентные альтернативные меры. В Руководствах по безопасности представлена международная образцовая практика, и во все большей степени они отражают наилучшую практику с целью помочь пользователям, стремящимся достичь высоких уровней безопасности. Каждая публикация по Требованиям безопасности дополняется рядом 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 инфраструктур.

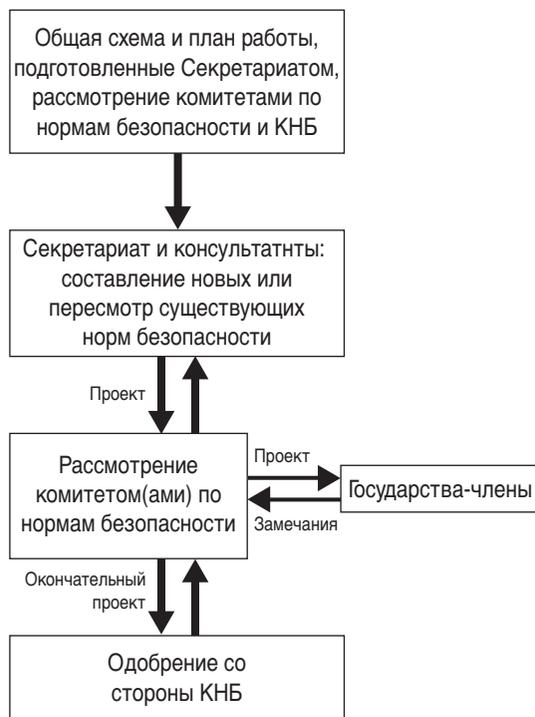
ОСНОВНЫЕ ПОЛЬЗОВАТЕЛИ НОРМ

Помимо регулирующих органов и правительственных учреждений, органов и организаций, эти нормы используют компетентные органы и эксплуатирующие организации в 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 расследованиях безопасности и для разработки образовательных и учебных курсов.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

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), и 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 его состав входят старшие правительственные должностные лица, несущие ответственность за установление национальных норм.



Процесс разработки новых норм безопасности или пересмотр существующих норм.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

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 этому 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 вновь рассматриваются, с тем чтобы определить необходимость их пересмотра.

ПРИМЕНЕНИЕ И СФЕРА ДЕЙСТВИЯ НОРМ

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

Международные конвенции также содержат требования, аналогичные тем, которые имеются в нормах безопасности, и делают их обязательными для договаривающихся сторон. Основы безопасности использовались в качестве основы для разработки 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, включенные в национальное законодательство и регулирующие положения и дополненные международными конвенциями и

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

детальными национальными требованиями, устанавливают основу для защиты людей и охраны окружающей среды. Однако имеются также особые аспекты безопасности, которые необходимо оценивать по отдельности на национальном уровне. Например, многие нормы безопасности, особенно те из них, которые охватывают аспекты планирования или разработки мер по обеспечению безопасности, прежде всего предназначаются 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

Формулировка “должен, должна, должно, должны” используется в нормах безопасности при установлении международного консенсуса в отношении требований, обязанностей и обязательств. Многие требования не адресованы конкретной стороне, вследствие чего соответствующая сторона или стороны должны отвечать за их выполнение. В рекомендациях используется формулировка “следует”, указывающая на международный консенсус в этом отношении и означающая, что для выполнения требований необходимо принимать рекомендуемые (или эквивалентные альтернативные) меры.

В английском варианте текста относящиеся к безопасности термины должны толковаться в соответствии с их определениями в глоссарии МАГАТЭ по безопасности (<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>); в других случаях слова используются с написанием и приданными им значениями, приведенными в последнем издании Краткого оксфордского словаря английского языка. В отношении Руководств по безопасности английский вариант текста является официальной версией.

История вопроса и контекст каждой нормы в Серии норм безопасности, а также их цель, сфера действия и структура объясняются в разделе 1, Введение, каждой публикации.

Материал, который нецелесообразно помещать в рамках основного текста (т.е. материал, который является вспомогательным или идет отдельно от основного текста, включается в поддержку формулировок основного текста или описывает методы расчетов, процедуры экспериментов или пределы и условия), может быть представлен в добавлениях или приложениях.

Добавление, если оно включено, рассматривается в качестве неотъемлемой части норм. Материал в добавлении имеет такой же статус, как и основной текст, и МАГАТЭ берет на себя авторство в отношении такого

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

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 сведения (1.1–1.3)	1
	Цель (1.4–1.5)	2
	Сфера применения (1.6–1.14)	3
	Структура (1.15–1.24).....	5
2.	ЦЕЛИ, КОНЦЕПЦИИ И ПРИНЦИПЫ БЕЗОПАСНОСТИ	7
	Общие положения (2.1)	7
	Цели безопасности (2.2–2.3).....	7
	Концепции и принципы безопасности (2.4).....	9
	Концепция глубокоэшелонированной защиты (2.5–2.7)	9
	Законодательная и регулирующая инфраструктура (2.8–2.10)	12
	Управление безопасностью (2.11–2.14)	14
	Проверка безопасности (2.15–2.16)	15
	Технические аспекты безопасности (2.17–2.24)	16
3.	РЕГУЛИРУЮЩИЙ НАДЗОР	22
	Общие положения (3.1)	22
	Юридическая инфраструктура (3.2).....	22
	Регулирующий орган (3.3).....	23
	Процесс лицензирования (3.4–3.13).....	23
	Инспекция и санкции (3.14–3.16).....	27
4.	УПРАВЛЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТЬЮ И ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ	28
	Обязанности эксплуатирующей организации (4.1–4.4)	28
	Обеспечение качества (4.5–4.13).....	30
	Проверка безопасности (4.14–4.16)	32
5.	ОЦЕНКА ПЛОЩАДКИ	35
	Первоначальная оценка и выбор площадки (5.1–5.4).....	35
	Общие критерии оценки площадки (5.5–5.17)	36
	Экстремальные и редкие метеорологические явления (5.18–5.20) ...	39

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Наводнения (5.21–5.24)	39
Геотехнические опасности (5.25–5.29).	40
Внешние опасности техногенного происхождения (5.30–5.32).	41
Специфические требования к определению характеристик рассматриваемого района (5.33–5.39)	42
Мониторинг опасностей (5.40)	43
6. ПРОЕКТИРОВАНИЕ	44
Идеология проектирования (6.1–6.11)	44
Общие требования при проектировании (6.12–6.78)	47
Конкретные требования при проектировании (6.79–6.171).	64
7. ЭКСПЛУАТАЦИЯ	82
Организационные положения (7.1–7.26)	82
Подготовка, переподготовка и квалификация (7.27–7.28)	88
Эксплуатационные пределы и условия (7.29–7.41)	88
Ввод в эксплуатацию (7.42–7.50)	91
Эксплуатационные процедуры (7.51–7.55)	93
Инспекции, периодические испытания и техническое обслуживание (7.56–7.64)	95
Управление активной зоной и обращение с топливом (7.65–7.70) . .	97
Пожаробезопасность (7.71).	99
Аварийное планирование (7.72–7.78).	99
Физическая защита (7.79–7.80)	101
Документация и отчеты (7.81–7.84)	102
Использование и модификация реактора (7.85–7.92).	103
Радиационная защита (7.93–7.107)	105
Оценки безопасности и связанные со старением аспекты (7.108–7.110).	109
Длительный останов (7.111–7.112).	110
8. СНЯТИЕ С ЭКСПЛУАТАЦИИ (8.1–8.8)	111
ДОПОЛНЕНИЕ: НЕКОТОРЫЕ ПОСТУЛИРУЕМЫЕ ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ	113
СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ	117

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

ПРИЛОЖЕНИЕ I	НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ	119
ПРИЛОЖЕНИЕ II	ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ АСПЕКТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ, ТРЕБУЮЩИЕ ОСОБОГО ВНИМАНИЯ	122
ГЛОССАРИЙ		125
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ		137
ОРГАНЫ, УЧАСТВУЮЩИЕ В ОДОБРЕНИИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ		139

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

1. ВВЕДЕНИЕ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

1.1. Настоящая Публикация по требованиям безопасности, которая была разработана в рамках программы МАГАТЭ по безопасности исследовательских реакторов, является результатом пересмотра двух норм безопасности, выпущенных в бывшей Серии изданий по безопасности МАГАТЭ¹. Эта публикация заменяет и обновляет содержание указанных двух норм безопасности.

1.2. В настоящей публикации категории "Требования безопасности" устанавливаются требования для всех важных областей безопасности исследовательских реакторов, с уделением особого внимания требованиям при проектировании и эксплуатации². В соответствии с просьбами, поступившими от конечных пользователей (главным образом государств-членов с небольшими ядерно-энергетическими программами) в отношении разработки одной самостоятельной публикации, включены также требования по регулируемому надзору, управлению, проверке безопасности, обеспечению качества и оценке площадок³.

1.3. Ряд требований по безопасности ядерных исследовательских реакторов является тем же самым или аналогичен требованиям, применяемым в отношении ядерных энергетических реакторов. Ввиду важных различий между энергетическими реакторами и исследовательскими реакторами и между

¹ МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Свод положений по безопасности ядерных исследовательских реакторов: проектирование, Серия изданий по безопасности, № 35-S1, МАГАТЭ, Вена (1992); Свод положений по безопасности ядерных исследовательских реакторов: эксплуатация, Серия изданий по безопасности, № 35-S2, МАГАТЭ, Вена (1992).

² Важные области деятельности по обеспечению безопасности исследовательских реакторов включают все виды деятельности, выполняемые для достижения цели, для которой ядерный исследовательский реактор был разработан и построен или модифицирован. Это включает техническое обслуживание, испытания и инспекции, обращение с топливом и обращение с радиоактивным материалом (в том числе производство радиоизотопов), монтаж, испытания и эксплуатацию экспериментальных устройств, использование нейтронных пучков, научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы и обучение и подготовку кадров с использованием систем исследовательских реакторов, а также другую связанную с этим деятельность.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

разными типами исследовательских реакторов⁴, эти требования подлежат применению в соответствии с потенциальными опасностями, связанными с реактором, посредством дифференцированного подхода (см. пункты 1.11-1.14), благодаря чему будет обеспечиваться безопасность при проектировании и эксплуатации исследовательских реакторов.

ЦЕЛЬ

1.4. Основная цель настоящей публикации категории "Требования безопасности" состоит в том, чтобы обеспечить основу для безопасности и основы для оценки безопасности для всех стадий жизненного цикла исследовательского реактора. Другая цель состоит в том, чтобы установить требования по аспектам, касающимся регулирующего контроля, управления безопасностью, оценки площадок, проектирования, эксплуатации и снятия с эксплуатации.

1.5. Технические и административные требования по безопасности исследовательских реакторов устанавливаются в соответствии с этими целями. Настоящая публикация категории "Требования безопасности" предназначена для использования организациями, занимающимися оценкой площадок, проектированием, изготовлением, строительством, эксплуатацией и снятием с эксплуатации исследовательских реакторов, а также регулирующими органами.

³ Территория площадки – это географический район, вмещающий имеющую официальное разрешение установку, в пределах которого управление имеющей официальное разрешение установкой может непосредственно приводить к началу осуществления аварийных мер. Граница площадки - это граница территории площадки. Выбор площадки (оценка площадки) - это процесс подбора подходящей площадки для установки, включающий соответствующую оценку и определение соответствующих проектных основ.

⁴ Исследовательский реактор – это ядерный реактор, используемый главным образом с целью генерации и использования нейтронного потока и ионизирующих излучений для исследований и других целей. В контексте настоящей публикации категории "Требования безопасности" термин исследовательский реактор также охватывает связанные экспериментальные устройства (см. сноску 5) и критические сборки.

СФЕРА ПРИМЕНЕНИЯ

1.6. Требования, установленные в настоящей публикации категории "Требования безопасности", применяются для оценки площадок, проектирования, эксплуатации и снятия с эксплуатации исследовательских реакторов, включая критические сборки, и также предназначены для применения в отношении существующих исследовательских реакторов в той степени, в какой это практически осуществимо. Подкритические сборки не подпадают под эти требования.

1.7. Для целей настоящей публикации исследовательский реактор - это ядерный реактор, используемый главным образом с целью генерации и использования излучений для исследований и других целей, таких, как производство радиоизотопов. Это определение исключает ядерные реакторы, используемые для производства электроэнергии, силовых установок морских судов, опреснения или централизованного теплоснабжения. Данный термин охватывает активную зону реактора, экспериментальные устройства⁵ и все другие объекты, имеющие отношение либо к реактору, либо к связанным с ним экспериментальным устройствам, расположенным на реакторной площадке. В некоторых случаях могут требоваться дополнительные меры безопасности, как указано в пункте 1.9.

1.8. Требования, установленные в настоящей публикации категории Требования безопасности, составляют основу безопасности исследовательских реакторов, представляющих ограниченную потенциальную опасность для населения и окружающей среды.

1.9. Для исследовательских реакторов с уровнями мощности свыше нескольких десятков мегаватт, реакторов на быстрых нейтронах и реакторов, в которых используются экспериментальные устройства, такие, как петли высокого давления и высокотемпературные петли, источники холодных нейтронов и источники горячих нейтронов, может требоваться применение норм, предназначенных для энергетических реакторов, и/или дополнительных мер безопасности (например, в случае реакторов, используемых для испытания опасных материалов). В случае установок этих видов применяемые нормы, степень их применения и любые дополнительные меры безопасности, которые,

⁵ Экспериментальное устройство – это устройство, установленное в реакторе или вокруг него для использования потока нейтронов и ионизирующего излучения реактора для исследований, разработок, производства изотопов или любой другой цели.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

возможно, необходимо принимать, обязана предлагать эксплуатирующая организация, и они подлежат одобрению регулирующим органом.

1.10. Все требования, установленные в настоящем документе, предназначены для применения за исключением случаев, когда может быть обосновано, что для конкретного исследовательского реактора действие некоторых требований может быть приостановлено. Для каждого такого случая требования, действие которых приостанавливается, должны быть определены с учетом характера и возможной величины опасностей, связанных в данном конкретном случае с исследовательским реактором и осуществляемой деятельностью. В пункте 1.14 излагаются факторы, которые необходимо учитывать при принятии решения в отношении возможности приостановления действия некоторых требований, установленных в настоящей публикации.

Дифференцированный подход

1.11. Исследовательские реакторы используются для специальных и различных целей, таких, как научные исследования, обучение, производство радиоизотопов, нейтронная радиография и испытания материалов. Эти цели обуславливают различные особенности конструкции и различные рабочие режимы. Конструкция и эксплуатационные характеристики исследовательских реакторов могут в значительной мере изменяться, поскольку использование экспериментальных устройств может воздействовать на работу реакторов. Кроме того, необходимость обеспечения гибкости в их использовании требует применения дифференцированного подхода к достижению безопасности и управлению ею.

1.12. Большинство исследовательских реакторов характеризуется малой потенциальной опасностью для населения по сравнению с энергетическими реакторами, но они могут создавать большую потенциальную опасность для операторов.

1.13. Масштаб, степень и детальность анализа безопасности исследовательских реакторов малой мощности могут быть значительно меньше тех, которые требуются для исследовательских реакторов большой мощности, поскольку некоторые сценарии аварий могут быть неприемлемыми или требовать лишь ограниченного анализа. Например, подход к аварии с потерей теплоносителя может значительно различаться в зависимости от мощности и конструкции реактора. Пункты 6.72-6.78 устанавливают требования для масштаба, факторов и процессов, которые рассматриваются при проведении анализа безопасности.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

1.14. Факторы, которые необходимо учитывать при принятии решения в отношении возможности приостановления действия некоторых требований, установленных в настоящей публикации, при применении дифференцированного подхода, включают:

- a) мощность реактора;
- b) параметры источника выброса;
- c) количество и степень обогащения делящегося и расщепляющегося материала;
- d) отработавшие тепловыделяющие элементы, системы высокого давления, системы нагрева и хранилища воспламеняющихся веществ, которые могут влиять на безопасность реактора;
- e) тип тепловыделяющих элементов;
- f) тип и массу замедлителя, отражателя и теплоносителя;
- g) реактивность, которая может быть введена, и скорость ее введения, контроль реактивности и внутренне присущие и дополнительные средства безопасности;
- h) качество конструкции защитной оболочки или других средств локализации;
- i) характер использования реактора (экспериментальные устройства, испытания и эксперименты по реакторной физике);
- j) выбор площадки;
- k) близость к группам населения.

СТРУКТУРА

1.15. Настоящая публикация категории Требования безопасности охватывает все важные этапы жизненного цикла исследовательских реакторных установок – от оценки площадок до проектирования и строительства, ввода в эксплуатацию, эксплуатации, включая использование и модификацию⁶, и снятия с эксплуатации. Она состоит из восьми разделов, дополнения и двух приложений.

⁶ Модификация – это преднамеренное изменение или дополнение существующей конфигурации реактора с возможными последствиями для безопасности, предназначенное для обеспечения продолжения эксплуатации реактора. Модификация может затрагивать системы безопасности, узлы и системы, связанные с безопасностью, процедуры, документацию или условия эксплуатации.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

1.16. В разделе 2 приводятся общие цели безопасности, концепции и принципы безопасности ядерных установок, при этом упор делается на радиационную безопасность и аспекты ядерной безопасности исследовательских реакторов. Этот раздел основан на материале [1].

1.17. В разделе 3 рассматриваются общие требования в отношении регулирующего контроля в той мере, в какой они касаются исследовательских реакторов, включая соответствующие этапы в процессе лицензирования исследовательских реакторов. Этот раздел основан на других публикациях по требованиям безопасности и руководствах по безопасности [2-7].

1.18. Раздел 4 посвящен требованиям, касающимся управления безопасностью, включая обеспечение качества и проверку безопасности. Этот раздел охватывает общие аспекты безопасности ядерных установок и базируется на нормах безопасности МАГАТЭ и публикациях по вопросам безопасности [1, 7-10].

1.19. Раздел 5 устанавливает требования, касающиеся оценки и выбора реакторной площадки, и посвящен оценке новых площадок и площадок существующих реакторов. Этот раздел базируется на публикации по требованиям безопасности, применяемым при оценке площадок для ядерных установок [11].

1.20. Раздел 6 устанавливает требования по безопасному проектированию всех типов исследовательских реакторов с учетом соображений, упомянутых в пункте 1.9⁷.

1.21. Раздел 7 устанавливает требования по безопасной эксплуатации исследовательских реакторов, включая ввод в эксплуатацию, техническое обслуживание, использование и модификацию. Требования в этом разделе представлены более детально с учетом условий эксплуатации исследовательских реакторов и заинтересованности эксплуатирующих организаций и регулирующих органов. Этот раздел базируется на материалах [12–19] и замененном Своде положений по безопасности исследовательских реакторов: эксплуатация, Серия изданий по безопасности, № 35-S2, МАГАТЭ, Вена (1993).

⁷ Этот раздел базируется на заменяемых нормах безопасности «Свод положений по безопасности исследовательских реакторов: проектирование», Серия изданий по безопасности, № 35-S1, МАГАТЭ, Вена (1992).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

1.22. Раздел 8 устанавливает требования по безопасному снятию с эксплуатации исследовательских реакторов на основе [16].

1.23. Дополнение предоставляет собой перечень отдельных постулируемых исходных событий для рассмотрения при анализе безопасности исследовательского реактора.

1.24. Наконец, приложения содержат перечень функций безопасности систем безопасности и других узлов, связанных с безопасностью, обычно включаемых в конструкцию исследовательского реактора, и примеры эксплуатационных аспектов, которые требуют особого внимания.

2. ЦЕЛИ, КОНЦЕПЦИИ И ПРИНЦИПЫ БЕЗОПАСНОСТИ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

2.1. В публикациях категории Основы безопасности «Безопасность ядерных установок» [1] и «Радиационная защита и безопасность источников излучения» [20] изложены цели, концепции и принципы, на которых базируются требования в отношении сведения к минимуму опасностей, связанных с ядерными установками.

ЦЕЛИ БЕЗОПАСНОСТИ

2.2. Существуют три цели безопасности: первая является общей по своему характеру. Другие две дополняют ее и связаны с радиационной защитой и техническими аспектами безопасности. Следующие ниже пункты воспроизводятся непосредственно из [1]:

*“203. **Общая цель ядерной безопасности:** защитить отдельных лиц, общество и окружающую среду от вредных последствий путем создания и поддержания на ядерных установках эффективных средств защиты от радиационной опасности.*

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

204. Эта общая цель ядерной безопасности подкрепляется двумя дополнительными целями, связанными с радиационной защитой и техническими аспектами безопасности. Они взаимосвязаны: технические аспекты в сочетании с административными и процедурными мерами обеспечивают защиту от опасности, создаваемой ионизирующим излучением.

205. **Цель радиационной защиты:** *обеспечить, чтобы 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.*

206. **Техническая цель безопасности:** *принять все практически осуществимые меры для предотвращения аварий на ядерных установках и смягчения их последствий, если они произойдут; обеспечить высокую степень уверенности в том, что любые радиологические последствия всех возможных аварий, учитываемых в проекте установки, включая те, вероятность которых крайне мала, были незначительными и находились ниже предписанных пределов; а также обеспечить, чтобы вероятность аварий с серьезными радиологическими последствиями была чрезвычайно мала.*

207. Цели безопасности требуют, чтобы ядерные установки проектировались и эксплуатировались таким образом, чтобы все источники, вызывающие облучение, находились под строгим техническим и административным контролем. Однако цель радиационной защиты не исключает ограниченных доз облучения населения или выброса официально разрешенных количеств радиоактивных материалов в окружающую среду во время эксплуатационных состояний. Такие дозы облучения и выбросы, однако, необходимо строго контролировать и необходимо обеспечивать их соответствие эксплуатационным пределам и нормам радиационной защиты”.

2.3. Несмотря на принятие мер с целью ограничения радиационного облучения во всех эксплуатационных состояниях и его поддержания на разумно достижимом низком уровне и с целью сведения к минимуму вероятности аварии, которая может привести к утрате нормального контроля за источниками излучений, будет существовать некоторая вероятность, хотя и очень низкая, того, что авария может произойти. Поэтому принимаются меры для

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

обеспечения ослабления радиологических последствий любой аварии, которая может произойти. Такие меры включают: инженерно-технические средства безопасности; осуществляемые на площадке процедуры, разработанные эксплуатирующей организацией; и также возможные меры вмешательства за пределами площадки, утвержденные соответствующими компетентными органами, которые направлены на уменьшение радиоактивного облучения в случае аварии.

КОНЦЕПЦИИ И ПРИНЦИПЫ БЕЗОПАСНОСТИ

2.4. Идеология безопасности, которая реализуется для выполнения целей, заявленных в пунктах 203-205 в [1], основывается на концепции глубокоэшелонированной защиты и на принципах безопасности, изложенных в [1, 20, 21]. Принципы безопасности охватывают три области: глубокоэшелонированная защита, вопросы управления и технические вопросы. Они предусматривают осуществление *концепции глубокоэшелонированной защиты*, создание *законодательной и регулирующей инфраструктуры*, принятие мер для *управления безопасностью и ее проверки* и применение технических принципов (*технических аспектов безопасности*) при проектировании и в течение всего жизненного цикла установки. Ниже следует as amended 2003 краткое описание этих концепций и принципов безопасности, которые составляют основу требований по обеспечению безопасности на ядерных установках, и введение в разделы настоящей публикации, в которых устанавливаются требования безопасности для исследовательских реакторов.

КОНЦЕПЦИЯ ГЛУБОКОЭШЕЛОНИРОВАННОЙ ЗАЩИТЫ⁸

2.5. Концепция глубокоэшелонированной защиты, применяемая ко всем видам деятельности в области обеспечения безопасности - организационным, поведенческим или связанным с проектированием, - обеспечивает такую глубину охвата перекрывающимися мерами, при которой возникающий отказ будет обнаружен и скомпенсирован или устранен посредством соответствующих мер. Эта концепция была доработана в [21, 23]. Применение концепции глубокоэшелонированной защиты на всех этапах проектирования и эксплуатации предусматривает дифференцированную (ступенчатую) защиту от самых различных переходных процессов, ожидаемых при эксплуатации

⁸ Данная концепция адаптирована к исследовательским реакторам на основе [22].

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

событий и аварий, включая аварии, которые происходят в результате отказа оборудования или действий человека на установке, и событий, происходящих за пределами установки.

2.6. Применение концепции глубокошелонированной защиты при проектировании исследовательского реактора предусматривает создание нескольких уровней защиты (внутренне присущие свойства, оборудование и процедуры) с целью предотвращения аварий и обеспечения соответствующей защиты в том случае, если такое предотвращение окажется безрезультатным. Однако глубокошелонированная защита должна применяться с учетом дифференцированного подхода, как указано в Разделе 1, и того факта, что многие исследовательские реакторы малой мощности не подпадают под пятый или даже четвертый уровень защиты.

- 1) Цель первого уровня защиты состоит в том, чтобы предотвратить отклонения от нормальной эксплуатации и предотвратить отказы системы. В результате этого возникает требование, чтобы ядерная установка была надежно и с консервативным запасом спроектирована, сооружена, технически обслуживалась и эксплуатировалась в соответствии с надлежащими уровнями качества и методами инженерной практики, такими, как применение принципов резервирования, независимости и неодинаковости (разнообразия). Для достижения этой цели серьезное внимание уделяется подбору соответствующих проектных норм и материалов, а также контролю за изготовлением элементов и контролю за строительством, эксплуатацией и техническим обслуживанием ядерной установки.
- 2) Цель второго уровня защиты - обеспечить контроль (посредством мер по обнаружению и вмешательству) отклонений от эксплуатационных состояний и таким образом не допустить, чтобы ожидаемые при эксплуатации события могли привести к возникновению аварийных условий. Эта цель сформулирована ввиду признания того, что некоторые постулируемые исходные события, вероятно, могут произойти в определенный момент в течение жизненного цикла реактора, несмотря на меры предосторожности, принимаемые с целью их предотвращения. Для этого уровня защиты необходимо предусматривать специальные системы, определенные в результате проведения анализа безопасности, и определять эксплуатационные процедуры (регламенты) с целью предотвращения или сведения к минимуму вреда от таких постулируемых исходных событий.
- 3) В отношении третьего уровня защиты принимается допущение, что - хотя это и весьма мало вероятно - развитие некоторых ожидаемых при

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

эксплуатации событий или постулируемых исходных событий может быть не остановлено на предыдущем уровне защиты, и это событие может стать более серьезным. Эти маловероятные события учитываются в основе проекта исследовательского реактора, и предусматриваются внутренне присущие свойства безопасности, безотказные конструкции, дополнительное оборудование и процедуры для контроля последствий и обеспечения стабильных и приемлемых состояний ядерной установки после таких событий. В этой связи возникает требование, которое сводится к тому, что должны быть обеспечены инженерно-технические средства безопасности, способные перевести исследовательский реактор сначала в контролируемое состояние, а затем и в состояние безопасного останова и удерживать по меньшей мере один барьер для локализации радиоактивных материалов.

- 4) Цель четвертого уровня защиты - противостояние запроектным авариям (ЗПА), при которых могут быть превышены проектные основы, и удержание радиоактивных выбросов на практически достижимом низком уровне. Наиболее важной целью этого уровня является защита функции локализации. Это может быть достигнуто путем осуществления дополнительных мер и процедур для предотвращения развития аварии и посредством смягчения последствий отдельных ЗПА⁹, в дополнение к аварийным процедурам и мерам вмешательства. Эффективность защиты, которую обеспечивает локализация, может быть подтверждена методами наилучших оценок.
- 5) Пятый и последний уровень защиты предназначен для смягчения радиологических последствий потенциальных выбросов радиоактивных материалов, которые могут произойти в результате возникновения аварийных условий. Это требует наличия оборудованного надлежащим образом центра аварийного управления и планов аварийного реагирования на площадке и за ее пределами.

2.7. Концепция глубокоэшелонированной защиты применяется главным образом посредством проведения анализа безопасности и применения обоснованной инженерно-технической практики на базе исследований и эксплуатационного опыта. Этот анализ проводится при проектировании для обеспечения выполнения целей безопасности. Он включает систематический критический обзор путей, которыми могут происходить отказы конструкций, систем и элементов (КСЭ) ядерной установки, и определяет последствия таких

⁹ Термины 'тяжелая авария' и 'управление авариями', определение которых дано в [22], не используются в настоящей публикации категории "Требования безопасности".

отказов. В рамках анализа безопасности, следовательно, рассматриваются: 1) все планируемые нормальные эксплуатационные режимы ядерной установки; 2) ее показатели работы во время ожидаемых при эксплуатации событий; 3) условия проектной аварии (ПА); и 4) последовательности событий, которые могут привести к ПА. Требования по анализу безопасности при проектировании содержатся в пунктах 6.72-6.78. Этот анализ подвергается независимой оценке, которую проводят эксплуатирующая организация и регулирующий орган (пункты 2.8-2.10).

ЗАКОНОДАТЕЛЬНАЯ И РЕГУЛИРУЮЩАЯ ИНФРАСТРУКТУРА

2.8. Для ядерной установки, которая построена, находится в эксплуатации или планируется к строительству (или подвергается существенной модификации), необходимо обеспечить наличие юридической инфраструктуры, которая обеспечивает регулирование ядерной деятельности и четкое распределение обязанностей в отношении обеспечения безопасности. Правительство несет ответственность за принятие законодательства, которое возлагает основную ответственность за безопасность на эксплуатирующую организацию и устанавливает регулирующий орган, ответственный за систему лицензирования (см. Глоссарий), за регулирующий контроль ядерной деятельности и за обеспечение применения регулирующих правил. Эти принципы установлены в разделе 3 (принципы 1-3) документа “Безопасность ядерных установок” [1] и воспроизводятся ниже:

- “1) Правительство должно создать законодательную и уставную структуры для регулирования ядерных установок. Должно проводиться четкое разделение обязанностей между регулирующим органом и эксплуатирующей организацией.
- 2) Основная ответственность за обеспечение безопасности должна возлагаться на эксплуатирующую организацию.
- 3) Регулирующий орган должен быть действительно независимым от организаций или органа, уполномоченного заниматься развитием или использованием ядерной энергии. В его обязанности должны входить функции лицензирования, инспектирования и применения санкций, и он должен быть наделен надлежащими полномочиями, компетенцией и ресурсами для выполнения возложенных на него обязанностей. Никакие другие обязанности не должны ставить под угрозу выполнение его обязанностей по обеспечению безопасности или противоречить им”.

2.9. Общие требования, касающиеся выполнения этих принципов, изложены в [2]. Настоящая публикация категории "Требования безопасности" устанавливает требования по развитию юридической инфраструктуры для создания регулирующего органа, а также для принятия других мер с целью обеспечения эффективного регулирующего контроля установок и видов деятельности. Эти установки и виды деятельности включают АЭС и другие ядерные реакторы, такие, как исследовательские реакторы (см. сноску 4). Поэтому данные требования также применяются в отношении общей юридической и государственной инфраструктуры обеспечения безопасности исследовательских реакторов при выполнении работ по выбору площадки, проектированию, строительству, вводу в эксплуатацию, эксплуатации, использованию, модификациям и снятию с эксплуатации.

2.10. Регулирующий контроль в отношении безопасности поддерживается прежде всего посредством выдачи государственных лицензий, которые содержат официальное разрешение, обычно поэтапно, на разработку проекта исследовательского реактора и устанавливают условия для лицензиата¹⁰ (см. Глоссарий). Основная задача регулирующего органа, следовательно, заключается в принятии решения по заявке на лицензию в рамках процесса лицензирования на основе проведенных им рассмотрений и оценок предложений, представленных эксплуатирующей организацией. Один из путей, которыми эксплуатирующая организация подтверждает, что она обеспечивает соответствующую безопасность исследовательского реактора, - это представление информации, обычно включаемой в документацию по техническому обоснованию безопасности (ДТОБ). Информация в ДТОБ также составляет первичную основу для принятия регулирующего решения при лицензировании ядерной установки и требований в отношении лицензирования и инспектирования. Содержание ДТОБ может быть различным в разных государствах-членах в зависимости от имеющейся там конкретной юридической и регулирующей системы. Раздел 3 устанавливает требования для выполнения при подготовке, представлении и оценке информации, включенной в ДТОБ. В этих требованиях признается, что следует обеспечивать, чтобы глубина подачи информации в ДТОБ соответствовала потенциальной опасности, связанной с рассматриваемой ядерной установкой, и конкретной стадии процесса лицензирования. Дополнительные руководящие материалы по выполнению этих требований содержатся в [7].

¹⁰ Лицензиат – это обладатель юридического документа, выдаваемого регулирующим органом, который дает разрешение на выполнение конкретных видов работ, связанных с исследовательским реактором. Заявитель становится лицензиатом по получении лицензии, выданной регулирующим органом.

УПРАВЛЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТЬЮ

2.11. Управление безопасностью охватывает все принципы, имеющие отношение к общему управлению, включая управление персоналом, которые составляют основу мер, необходимых для обеспечения того, чтобы приемлемый уровень безопасности поддерживался на протяжении всего жизненного цикла установки, включая снятие с эксплуатации. Управление безопасностью начинается на уровне руководителей старшего звена всех участвующих организаций. “Принципы управления безопасностью в широком смысле применимы ко всем организациям. Таким образом, практика, изложенная в отношении эксплуатирующей организации, относится, где это применимо, и к другим организациям, в обязанности которых входит обеспечение безопасности” ([1], пункт 402). Принципы управления безопасностью изложены в разделе 4 (принципы 4-8) публикации [1] и воспроизводятся ниже:

- “4) Организации, участвующие в деятельности, важной для безопасности, должны определить политику, в которой вопросам безопасности придается первостепенное значение, и обеспечивать осуществление этой политики в рамках управленческой структуры, имеющей четкое разделение ответственности и четкие линии связи.
- 5) Организации, участвующие в деятельности, важной для безопасности, должны разрабатывать и осуществлять соответствующие программы обеспечения качества [см. сноску 14], которые действуют в течение всего жизненного цикла установки с момента выбора площадки и проектирования до снятия с эксплуатации.
- 6) Организации, участвующие в деятельности, важной для безопасности, должны обеспечивать наличие достаточного количества надлежащим образом подготовленного и аттестованного персонала, работающего в соответствии с утвержденными и обоснованными регламентами.
- 7) Потенциальные возможности и ограничения, связанные с деятельностью человека, должны учитываться на протяжении всего жизненного цикла установки.
- 8) Всеми участвующими организациями должны быть подготовлены противоаварийные планы на случай аварийных ситуаций, в рамках которых должны проводиться соответствующие учения. Способность осуществления противоаварийных планов должна быть обеспечена до начала эксплуатации установки”.

2.12. Управление безопасностью на установке будет эффективным, если эксплуатирующая организация развивает культуру безопасности на высоком уровне. Культура безопасности будет влиять на действия и взаимодействие всех

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

отдельных лиц и организаций, участвующих в деятельности, связанной с ядерными технологиями. Концепция культуры безопасности изложена в публикации [8], которая устанавливает условия на трех уровнях: а) на политическом уровне; б) для руководителей; и с) для отдельных лиц. Другие принципы, указанные в пункте 2.11, имеют отношение к другим обязанностям эксплуатирующей организации в деле обеспечения безопасности. Общие и особые требования, касающиеся организации и обязанностей, подготовки кадров, человеческих факторов и аварийной готовности применительно к исследовательским реакторам, изложены в разделах 4 и 7.

2.13. Общие требования к выполнению принципа, касающегося программ обеспечения качества, изложены в Своде положений и Руководствах по безопасности МАГАТЭ «Обеспечение качества для безопасности на АЭС и других ядерных установках» [9] (см. сноску 14). Некоторые из этих требований приведены в разделе 4, однако настоящая публикация по требованиям безопасности также включает особые требования по обеспечению качества применительно к ядерным исследовательским реакторам.

2.14. Предотвращение аварий - это первоочередная задача разработчика проекта и эксплуатирующей организации реактора. Однако аварии могут происходить даже несмотря на то, что вероятность их возникновения очень низкая. Эксплуатирующей организации, следовательно, необходимо принимать меры с целью обеспечения наличия эффективных процедур и аварийного планирования и готовности для борьбы с авариями. Способность выполнять планы аварийных мероприятий необходимо поддерживать путем регулярного проведения учений (тренировок) на уровне, требующемся для обеспечения готовности эксплуатирующей организации. Требования по аварийному планированию изложены в разделе 7.

ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ

2.15. Принципы проверки безопасности изложены в [1] (принципы 24 и 25) и воспроизводятся ниже:

“24) *Эксплуатирующая организация должна с помощью анализа, наблюдения, испытаний и инспектирования проверять, чтобы физическое состояние установки и ее эксплуатация постоянно соответствовали эксплуатационным пределам и условиям, требованиям безопасности и анализу безопасности.*

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- 25) *Систематические оценки безопасности установки в соответствии с регулируемыми требованиями должны проводиться на протяжении всего срока ее эксплуатации, при этом должны учитываться опыт эксплуатации и новая важная информация (по безопасности) из всех соответствующих источников”.*

2.16. Деятельность по проведению систематических периодических оценок включает, в частности, периодические рассмотрения, такие, как рассмотрения самооценки и независимые авторитетные рассмотрения¹¹, с целью подтверждения того, что ДТОБ и другие отдельные документы установки (такие, как документация по эксплуатационным пределам и условиям (ЭПУ), техническому обслуживанию и обучению) остаются действующими; или - в случае необходимости - с целью внесения усовершенствований. В таких рассмотрениях необходимо учитывать суммарные эффекты модификаций, изменений процедур, старения компонентов, использование обратной связи от опыта эксплуатации и технические усовершенствования, и необходимо проверять, чтобы отдельные КСЭ и программное обеспечение соответствовали проектным требованиям. Особые требования по этим вопросам применительно к ядерным исследовательским реакторам изложены в разделе 4 (общая цель и сфера применения) и разделе 7 (эксплуатационные вопросы).

ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ БЕЗОПАСНОСТИ

2.17. Имеется несколько основных технических принципов, которые являются существенно важными для успешного применения технологии обеспечения безопасности применительно к ядерным установкам. Они изложены в разделе 5 (принципы 9-23) публикации [1] и касаются: оценки и выбора площадок (принцип 9); проектирования и строительства (принципы 10-15); ввода в эксплуатацию (принцип 16); эксплуатации и технического обслуживания (принципы 17-21); и обращения с радиоактивными отходами и снятия с

¹¹ Независимое авторитетное рассмотрение - это рассмотрение, проводимое группой независимых экспертов, имеющих соответствующую техническую компетентность и опыт в области оценки. Выносимые суждения основываются на общем экспертном мнении членов группы. Цели, масштабы работы и численность группы по рассмотрению устанавливаются в зависимости от проводимого рассмотрения. Такое рассмотрение не является ни инспекцией, ни проверкой соблюдения конкретных норм. Вместо этого оно сводится к всеобъемлющему сравнению применяемой организациями практики с принятой на международном уровне образцовой практикой и обмену экспертными оценками.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

эксплуатации ядерных установок (принципы 22-23). В следующих ниже пунктах кратко излагаются эти принципы.

2.18. В разделе 5 публикации [1]:

"9) При выборе площадки должны учитываться соответствующие особенности, которые могут оказать влияние на безопасность установки или на которые может оказать влияние установка, а также осуществимость выполнения противоаварийных планов. Должна быть произведена оценка всех аспектов на весь проектируемый жизненный цикл установки, а также по необходимости их переоценка для обеспечения гарантии постоянной приемлемости относящихся к площадке факторов с точки зрения безопасности".

Потенциальные площадки должны оцениваться с точки зрения техногенных и природных факторов, которые могут неблагоприятно влиять на безопасность установки. Должно также оцениваться воздействие, которое установка может оказывать на проживающее вокруг население и на окружающую среду, например, в результате использования земли и воды. Основа для выбора площадки исследовательского реактора будет зависеть от ряда факторов, включая конструкцию реактора и его предполагаемое использование. Некоторые исследовательские реакторы малой мощности могут налагать минимальные ограничения на выбор площадки. Исследовательские реакторы, предназначенные для работы со значительными уровнями мощности и для использования при проведении широких экспериментальных испытаний, требуют применения более строгих требований при выборе площадки и проектировании, которые изложены в [11]. Общие и особые требования в отношении выполнения вышеупомянутых принципов изложены в разделе 5 настоящей публикации.

2.19. Принципы проектирования и строительства ядерных установок изложены в разделе 5 публикации [1] и воспроизводятся ниже:

"10) Проект должен обеспечивать пригодность ядерной установки для надежной, стабильной и легко управляемой эксплуатации. Основной целью должно быть предотвращение аварий.

11) В проекте должен быть надлежащим образом применен принцип глубокоэшелонированной защиты, т. е. несколько уровней защиты и множественные барьеры для предотвращения выбросов радиоактивных материалов, а также обеспечено положение, при котором отказы или

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

сочетания отказов, которые могли бы привести к значительным радиологическим последствиям, будут весьма мало вероятны.

- 12) *Технологии, заложенные в проекте, должны быть апробированы или проверены опытом или испытаниями, или и тем, и другим.*
- 13) *Систематическое рассмотрение взаимодействия человека и машины и человеческих факторов должно быть предусмотрено на всех этапах проектирования и в процессе соответствующей разработки эксплуатационных требований.*
- 14) *Дозы облучения персонала на площадке и выбросы радиоактивных материалов в окружающую среду должны поддерживаться посредством проектных решений на разумно достижимом низком уровне.*
- 15) *Прежде чем эксплуатирующая организация завершит представление технического проекта регулирующему органу, должны быть проведены всеобъемлющая оценка безопасности и независимая проверка подтверждения того, что проект установки позволит выполнить цели и требования безопасности".*

2.20. Чтобы соответствовать целям безопасности, изложенным в пункте 2.2, проектирование и строительство ядерной установки должно обеспечивать:

- a) ограничение радиационных облучений, радиоактивных выбросов и образования радиоактивных отходов во всех эксплуатационных состояниях до разумно достижимых уровней;
- b) предотвращение аварий, которые могут воздействовать на персонал площадки, население и окружающую среду;
- c) ограничение и смягчение последствий аварий в случае их возникновения.

Следовательно, при проектировании должны использоваться или применяться:

- a) элементы, системы и конструкции высокой надежности;
- b) особые соображения при проектировании для сведения к минимуму облучения персонала;
- c) соответствующая классификация КСЭ, включая программное обеспечение, которые являются узлами, важными для безопасности, на основе их значимости для безопасности;
- d) критерий единичного отказа для обеспечения того, чтобы никакой единичный отказ или одиночный ремонт или любые другие одиночные действия людей не могли блокировать функцию безопасности;
- e) средства для сведения к минимуму возможности отказов по общей причине посредством обеспечения независимости, физического разделения и неодинаковости (разнообразия) оборудования;
- f) технологии, которые были апробированы или подтверждены накопленным опытом или испытаниями, или тем и другим, и которые

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

удовлетворяют консервативным регулирующим правилам или критериям с соответствующими запасами безопасности;

- g) соответствующие внутренне присущие и инженерно-технические средства безопасности;
- h) концепции отказобезопасного проектирования там, где это представляется практически возможным.

Некоторые из вышеупомянутых элементов, таких, как e), f), g) и h), могут не применяться к экспериментальным устройствам. Проект должен также учитывать возможности эксплуатационного и обслуживающего персонала. Уделение внимания человеческим факторам будет обеспечивать устойчивость установки к ошибкам человека. К соответствующим элементам в минимизации ошибок человека относятся: систематическое применение эргономических принципов к соответствующим проектируемым системам; обеспечение автоматического управления, системы защиты и аварийной сигнализации; устранение действий человека, представляющих угрозу для безопасности; ясное представление данных; и надежная связь (см. также пункт 2.23).

2.21. Сооружение установки должно начинаться только после того, как эксплуатирующая организация удостоверится посредством проверки, что основные вопросы безопасности при проектировании были решены; и после того, как регулирующий орган удостоверится посредством рассмотрений и оценок в адекватности представленного анализа безопасности и адекватности предложенных мер, процедур и программ обеспечения качества для осуществления проекта во время строительства. В этой связи ответственность за обеспечение того, чтобы строительство осуществлялось в соответствии с проектом и с программами обеспечения качества возлагается на эксплуатирующую организацию. Общие и особые требования по техническим аспектам проектирования и строительства исследовательских реакторов изложены в разделе 6.

2.22. Эксплуатирующая организация должна создавать приемлемую и необходимую организацию по эксплуатации ядерной установки, которая должна осуществлять соответствующий и адекватный процесс ввода в эксплуатацию. Цель работ по вводу в эксплуатацию состоит в том, чтобы подтвердить, что проектные условия установки были выполнены и что сооруженная установка пригодна для эксплуатации. В разделе 5 публикации [1]:

"16) До начала нормальной эксплуатации от регулирующего органа должно быть получено специальное утверждение на основании надлежащего

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

анализа безопасности и программы ввода в эксплуатацию. Программа ввода в эксплуатацию должна гарантировать, что установка сооружена в соответствии с проектными требованиями и требованиями безопасности. Эксплуатационные регламенты должны быть обоснованы в той мере, в какой это практически возможно, как часть программы ввода в эксплуатацию, при участии будущего эксплуатационного персонала".

Требования, касающиеся ввода в эксплуатацию исследовательских реакторов, изложены в разделе 7.

2.23. Принципы эксплуатации и технического обслуживания ядерной установки изложены в разделе 5 публикации [1] и воспроизводятся ниже:

- "17) Для определения безопасных границ эксплуатации должен быть установлен ряд эксплуатационных пределов и условий, вытекающих из анализа безопасности, испытаний и последующего эксплуатационного опыта. Анализ безопасности, эксплуатационные пределы и регламенты должны необходимым образом пересматриваться в случае модификации установки.*
- 18) Эксплуатация, инспектирование, испытания и техническое обслуживание, а также вспомогательные функции должны выполняться достаточным числом надлежащим образом подготовленного и аттестованного персонала в соответствии с утвержденными регламентами.*
- 19) Квалифицированная инженерно-техническая поддержка во всех важных для безопасности областях должна оказываться в течение всего жизненного цикла установки.*
- 20) Эксплуатирующая организация должна установить документально обоснованные и утвержденные регламенты в качестве основы для ответных действий оператора на ожидаемые при эксплуатации события и аварии.*
- 21) Эксплуатирующая организация должна сообщать о значимых с точки зрения безопасности инцидентах регулирующему органу. Эксплуатирующая организация и регулирующий орган должны разрабатывать взаимодополняющие программы анализа опыта эксплуатации, чтобы обеспечить учет извлеченных уроков и принятие по ним соответствующих мер. Такой опыт должен передаваться соответствующим национальным и международным органам".*

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Эксплуатация установки должна управляться в соответствии с рядом ЭПУ, полученных на основании анализа безопасности, которые определяют безопасные границы эксплуатации. Должна обеспечиваться компетентная техническая поддержка для эксплуатации установки. Работа должна выполняться надлежащим образом подготовленным и аттестованным персоналом в соответствии с письменно оформленными и обоснованными эксплуатационными регламентами для нормального режима эксплуатации и ожидаемых при эксплуатации событий. Должна быть установлена программа обеспечения качества (см. сноску 14). Должны быть предусмотрены процедуры (регламенты) для управления аварийными условиями. На установках должны регулярно проводиться работы по инспектированию, испытаниям и техническому обслуживанию в соответствии с одобренной программой, которая осуществляется с использованием процедур для обеспечения того, чтобы КСЭ по-прежнему оставались в наличии и эксплуатировались в соответствии с их предназначением и чтобы они сохраняли способность выполнять проектные задачи и требования анализа безопасности. Должна быть предусмотрена программа безопасного использования и модификации установки. Должны проводиться периодические рассмотрения для обеспечения того, чтобы документация по техническому обоснованию безопасности, ЭПУ и эксплуатационные регламенты оставались действующими, с учетом актуальных эксплуатационных вопросов, таких, как вопросы, касающиеся старения, опыта эксплуатации и применяемых норм безопасности. Облучение персонала на площадке и выбросы радиоактивного материала должны сводиться к минимуму и контролироваться на разумно достижимом уровне. Эксплуатирующая организация должна иметь программу сбора информации об опыте эксплуатации и его анализа. Значимая с точки зрения безопасности информация должна распространяться среди всех заинтересованных лиц. Общие и конкретные требования, касающиеся эксплуатации и технического обслуживания ядерных исследовательских реакторов, изложены в разделе 7.

2.24. Принципы обращения с радиоактивными отходами и снятия с эксплуатации ядерных установок изложены в разделе 5 публикации [1] и воспроизводятся ниже:

"22) Производство радиоактивных отходов должно поддерживаться как по активности, так и по объему на минимальном практически достижимом уровне посредством соответствующих проектных решений и эксплуатационной практики. Процессы обработки отходов и их промежуточное хранение должны строго контролироваться таким образом, чтобы они соответствовали требованиям безопасного окончательного захоронения.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- 23) *В проекте установки и программе снятия с эксплуатации должны учитываться необходимость ограничения доз облучения в процессе снятия с эксплуатации до разумно достижимого низкого уровня. До начала осуществления работ по снятию с эксплуатации регулирующий орган должен утвердить программу снятия с эксплуатации".*

Общие требования и руководящие материалы по обращению с отходами и снятию с эксплуатации ядерных установок изложены в нескольких публикациях по нормам безопасности МАГАТЭ. Принципы, концепции и цели обращения с радиоактивными отходами изложены в [17]. Требования по сбросам радиоактивного материала и захоронению радиоактивных отходов, включая снятие с эксплуатации, изложены в [14]. Дополнительные руководящие материалы содержатся в [13, 16]. Конкретные требования по обращению с радиоактивными отходами и по снятию с эксплуатации исследовательских реакторов включены в разделы 7 и 8.

3. РЕГУЛИРУЮЩИЙ НАДЗОР

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

3.1. Данный раздел устанавливает требования, касающиеся общих аспектов юридической и государственной инфраструктуры безопасности исследовательских реакторов. Требования, которые применяются к регулируемому надзору за ядерными установками, изложены в [2]. Руководящие материалы относительно того, как выполнять эти требования, предоставлены в соответствующих руководствах по безопасности [3-6].

ЮРИДИЧЕСКАЯ ИНФРАСТРУКТУРА

3.2. Правительство должно обеспечивать наличие адекватной юридической инфраструктуры и регулирующей основы для оценки безопасности исследовательского реактора. Правительство несет ответственность за принятие необходимого законодательства, которое должно возлагать основную ответственность за обеспечение безопасности на эксплуатирующую организацию. "Структура и ресурсы режима регулирования должны быть установлены таким образом, чтобы они соответствовали потенциальной

величине и характеру контролируемой опасности.” ([2], пункт 2.1). Это законодательство должно обеспечивать создание и содержание регулирующего органа, "который является действительно независимым от организаций или органов, содействующих использованию ядерных технологий или ответственных за установки или деятельность.” ([2], пункт 2.2 (2)).

РЕГУЛИРУЮЩИЙ ОРГАН

3.3. Чтобы быть эффективным, регулирующий орган должен быть наделен юридическими полномочиями и узаконенными правами, необходимыми для обеспечения того, чтобы он мог выполнять свои обязанности и функции. Такие полномочия обычно включают полномочия по рассмотрению и оценке информации, связанной с безопасностью, которую представляет эксплуатирующая организация в течение процесса лицензирования, и по применению соответствующих регулирующих положений (например, путем выдачи, изменения или аннулирования лицензии или лицензионных условий), включая проведение инспекций по проверке соблюдения и проверок, принятие мер по применению санкций и предоставление в надлежащих случаях информации другим компетентным органам или населению.

ПРОЦЕСС ЛИЦЕНЗИРОВАНИЯ

Общие положения

3.4. Процесс лицензирования может различаться в государствах-членах, но во всех случаях основные стадии процесса лицензирования ядерных исследовательских реакторов должны включать регулирование, охватывающее:

- a) оценку площадки;
- b) проектирование и сооружение;
- c) ввод в эксплуатацию;
- d) эксплуатацию, включая использование и модификацию¹²;

¹² Хотя использование и модификация исследовательских реакторов – это деятельность, которая, обычно включается в эксплуатацию, эти виды деятельности могут рассматриваться как отдельные стадии в процессе лицензирования, так как связанные с ними последствия для безопасности обуславливают проведение большого числа работ по рассмотрению и оценке, которые повторяются много раз в течение жизненного цикла реактора (см. пункты 7.85–7.92).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

е) снятие с эксплуатации.

3.5. Лицензирование – это продолжительный процесс, начинающийся со стадии оценки площадок и продолжающийся до снятия с эксплуатации исследовательского реактора включительно. Шаги и процедуры лицензирования различаются в государствах-членах, однако первым официальным действием в процессе лицензирования являются официальное утверждение концепции безопасности и проекта и выдача лицензии на строительство для прошедшей оценку площадки. В некоторых случаях выдается только лицензия для проекта, однако к ней прилагаются условия для контроля за последующими стадиями (см. Дополнение в [6]). Несмотря на эти различия в национальной практике эксплуатирующая организация должна представлять регулирующему органу детальное обоснование безопасности в виде ДТОБ, которая включает соответствующий анализ безопасности. ДТОБ должна рассматриваться и оцениваться регулирующим органом, до того как проект получит официальное разрешение на переход к следующей стадии. В течение всего процесса регулирующего надзора в отношении установки между регулирующим органом и эксплуатирующей организацией должна поддерживаться тесная связь.

Документация по техническому обоснованию безопасности

3.6. ДТОБ должна готовиться эксплуатирующей организацией для обоснования площадки и проекта и должна служить основой для безопасной эксплуатации исследовательского реактора. ДТОБ - это важно звено связи между эксплуатирующей организацией и регулирующим органом, так как она является основной документацией для лицензирования реактора. Она должна обновляться в течение срока службы реактора на основе полученного опыта и знаний и в соответствии с регулирующими требованиями. Дополнительные руководящие материалы по подготовке и оценке ДТОБ содержатся в [7].

3.7. ДТОБ должна содержать детальное описание реакторной площадки, реактора, экспериментальных устройств и всех других установок и видов деятельности, имеющих значимость для безопасности. Она должна включать детальное описание общих принципов и критериев безопасности, применяемых к проекту в целях защиты реактора, эксплуатационного

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

персонала¹³, другого персонала на площадке, населения и окружающей среды. Она должна содержать анализ возможных опасностей, связанных с эксплуатацией реактора. ДТОБ должна включать анализ безопасности применительно к путям развития аварии и должна содержать описание средств безопасности, включенных в проект с тем, чтобы предотвращать или сводить к минимуму вероятность возникновения аварий, или смягчать их последствия благодаря проекту и эксплуатационным регламентам.

3.8. ДТОБ должна составлять основу для установления ЭПУ для реактора. Она должна также содержать детали в отношении того, как эксплуатирующая организация намеревается организовывать и осуществлять эксплуатацию, и по вопросам, которые касаются программы обеспечения качества (см. сноску 14) для всех стадий жизненного цикла реактора, включая проектирование и строительство. Она должна также содержать детали плана аварийных мероприятий исследовательского реактора.

3.9. Помимо элементов, указанных в пунктах 3.7 и 3.8, ДТОБ должна включать дополнительную информацию, как это предписывается национальным законодательством и регулирующим органом. Руководящие материалы по информации, которая включается в типичную ДТОБ, приведены в [7]. Уровень детализации информации, представляемой в ДТОБ, должен определяться в соответствии с типом, характеристиками (конструкцией, мощностью и использованием) и площадкой реактора. В случае реакторов с более высокими уровнями мощности сценарии аварии обычно требуют представления дополнительных данных о площадке и о средствах безопасности для защиты от любых значительных выбросов радиоактивного материала в окружающую среду. Для некоторых реакторов (например, критических сборок или реакторов малой мощности) требования по анализу безопасности могут быть менее детальными (см. также пункт 1.13). Однако, поскольку ДТОБ может быть единственной всеобъемлющей документацией по вопросам безопасности установки, в ней следует отразить каждую тему, упомянутую в пунктах 3.6-3.8.

3.10. ДТОБ должна содержать ссылки на техническую литературу, которые могут потребоваться для процесса тщательных рассмотрений и оценок. Этот справочный материал должен быть легко доступен регулирующему органу и не

¹³ К эксплуатационному персоналу относятся руководитель реактора, начальники смены, операторы, персонал технического обслуживания и персонал, занимающийся вопросами радиационной защиты.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

должен подпадать под действие грифа секретности или ограничений, которые могли бы помешать адекватному проведению рассмотрений и оценок.

Рассмотрения и оценки, проводимые регулирующим органом

3.11. Рассмотрения и оценки информации (обычно в виде ДТОБ), представленной эксплуатирующей организацией в поддержку заявки на получение лицензии, должны выполняться регулирующим органом, с тем чтобы определить, может ли предлагаемая установка быть размещена на площадке, построена, введена в эксплуатацию, эксплуатироваться, использоваться, подвергнута модификации и снята с эксплуатации без чрезмерных радиологических опасностей для персонала на площадке, населения и окружающей среды. Рассмотрения и оценки должны выполняться в соответствии с потенциальной величиной, связанной с исследовательским реактором (см. также пункты 1.11-1.14). В рамках этой общей задачи рассмотрения и оценки должны иметь следующие конкретные цели, которые позволяют:

- a) Определить адекватность площадки для данного типа, мощности и использования предлагаемой исследовательской реакторной установки.
- b) Определить до начала строительства, удовлетворяет ли предлагаемый проект установки (систем или модификаций) требованиям регулирующего органа, и ввести любые дополнительные требования или условия, которые регулирующий орган может считать необходимыми.
- c) Определить, обладает ли заявитель возможностями, надежностью, ресурсами, организационной структурой и компетентным персоналом для выполнения регулирующих требований; в частности, имеет ли персонал, которому требуются лицензии для работы на исследовательской реакторной установке, соответствующую и надлежащую подготовку и лицензии.
- d) Определить, выполняются ли при строительстве требования регулирующего органа.
- e) Определить, является ли адекватной программа ввода в эксплуатацию и соответствуют ли ее результаты целям, поставленным при проектировании.
- f) Определить, являются ли ЭПУ, включая меры, принятие которых требуется в случае нарушения предела безопасности или ограничительного условия, обоснованными и совместимыми с регулирующими требованиями, и может ли быть обеспечен адекватный уровень эксплуатационной безопасности.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- g) Определить, удовлетворяют ли эксплуатация, использование и процедуры модификации установки требованиям регулирующего органа.
- h) Определить, соответствует ли предлагаемый процесс снятия с эксплуатации регулирующим требованиям.
- i) Обеспечить, чтобы вся проектная и эксплуатационная деятельность выполнялась таким образом, чтобы облегчить окончательное снятие с эксплуатации.
- j) Обеспечивать выделение финансовых средств для снятия с эксплуатации.
- к) Определить, соответствуют ли периодические краткие отчеты и сообщения об инцидентах регулирующим требованиям.
- l) Определить, являются ли систематические повторные оценки безопасности достаточно всеобъемлющими и учитываются ли опыт эксплуатации и новая информация, связанная с безопасностью.

3.12. Должен как можно скорее согласовываться график представления документов для рассмотрений и оценок, указывающий соответствующие стадии процесса лицензирования.

Критерии приемлемости

3.13. Государства должны разрабатывать свой собственный подход к критериям приемлемости в зависимости от имеющихся у них конкретных юридических и регулирующих инфраструктур. Информация о критериях приемлемости, которые выбираются на основе соответствующих принципов безопасного проектирования и эксплуатации, должна предоставляться эксплуатирующей организации.

ИНСПЕКЦИИ И САНКЦИИ

3.14. В пунктах 5.12 и 5.13 в [2] устанавливаются общие требования в отношении инспекций и санкций.

3.15. Регулирующий орган должен учредить программу плановых и систематических инспекций. Масштаб этой программы и частота инспекций должны соответствовать потенциальной опасности, создаваемой исследовательским реактором.

3.16. При наличии фактов, свидетельствующих о снижении уровня безопасности, или в случае серьезных нарушений, которые по заключению регулирующего органа могут создавать неизбежную радиационную опасность

для работников, населения или окружающей среды, регулирующий орган должен требовать от эксплуатирующей организации, чтобы она ограничила свою деятельность и приняла все дальнейшие меры, необходимые для восстановления надлежащего уровня безопасности. В случае неоднократного, непрекращающегося или чрезвычайно серьезного несоблюдения регулирующий орган должен направить эксплуатирующей организации предписание об ограничении деятельности и может приостановить или отменить действие официального разрешения.

4. УПРАВЛЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТЬЮ И ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ

ОБЯЗАННОСТИ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ

Общие положения

4.1. Эксплуатирующая организация должна нести основную ответственность за безопасность исследовательского реактора в течение всего жизненного цикла с начала осуществления проекта и оценки площадки, в ходе проектирования и строительства и во время ввода в эксплуатацию, эксплуатации, использования, модификации и снятия с эксплуатации. С целью обеспечить строгость и тщательность действий сотрудников на всех уровнях при достижении и поддержании безопасности эксплуатирующая организация должна:

- a) определять и осуществлять политику в области безопасности и обеспечивать, чтобы вопросам безопасности придавался наивысший приоритет;
- b) четко определять обязанности и подотчетность с указанием соответствующих полномочий и линий связи;
- c) обеспечивать достаточную укомплектованность на всех уровнях персоналом, имеющим надлежащую квалификацию и подготовку;
- d) разрабатывать обоснованные процедуры и обеспечивать их строгое выполнение в отношении всех видов деятельности, которые могут влиять на безопасность, обеспечивая при этом, чтобы старшие руководители и другой руководящий персонал содействовали применению образцовой практики обеспечения безопасности и поддерживали ее, а также

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- одновременно устраняли неудовлетворительную практику обеспечения безопасности;
- е) рассматривать, контролировать и проверять на регулярной основе все вопросы, связанные с безопасностью, при необходимости осуществляя соответствующие корректирующие меры;
 - ф) проявлять приверженность культуре безопасности на основе подготовленного и распространенного документа, излагающего политику в области обеспечения безопасности и цели безопасности, который понятен всем сотрудникам.

Функции и обязанности эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности на каждой из вышеупомянутых стадий изложены в пунктах 2.11-2.23, а также в разделе 4 настоящего документа. Конкретные требования излагаются в разделе 5 (см. пункты 5.2, 5.40), разделе 6 (см. пункт 6.4) и разделе 7. Требования по подготовке к снятию с эксплуатации содержатся в разделе 8 (см. пункт 8.7).

Взаимодействие между регулирующим органом и эксплуатирующей организацией

4.2. Эксплуатирующая организация должна подтвердить регулирующему органу, что возложенные на него обязанности по обеспечению безопасности на всех стадиях жизненного цикла реактора будут выполняться. Всякий раз, когда начинается изменение стадии, эксплуатирующая организация должна представлять детальное подтверждение, которое должно включать соответствующий анализ безопасности, для рассмотрения и оценки регулирующим органом до того, как будет получено официальное разрешение на переход к следующей стадии проекта.

4.3. Эксплуатирующая организация должна своевременно представлять регулирующему органу любую информацию, которую он запрашивает. Эксплуатирующая организация должна нести ответственность за достижение с поставщиками договоренностей, обеспечивающих предоставление любой информации, которая будет запрошена регулирующим органом. Эксплуатирующая организация должна также нести ответственность за сообщение регулирующему органу любой новой информации об исследовательском реакторе и сведений о любых изменениях в информации, представленной ранее.

4.4. Формат и содержание документов, которые эксплуатирующая организация представляет регулирующему органу в поддержку подачи заявки

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

на получение лицензии, должен базироваться на требованиях, установленных в пунктах 3.6-3.10. Регулирующий орган может запрашивать дополнительную информацию в зависимости от практики регулирования, применяемой конкретным государством-членом.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА¹⁴

4.5. Разработка программы обеспечения качества для исследовательского реактора и связанных с этим экспериментов, управление ею, ее осуществление и оценка являются важными для обеспечения безопасности. Эксплуатирующая организация должна вводить и осуществлять требования к обеспечению качества, ориентированные на достижение определенных показателей, в отношении исследовательских реакторов на стадиях оценки площадок, проектирования, строительства, ввода в эксплуатацию, эксплуатации, использования, модификации и снятия с эксплуатации. В частности, все виды эксплуатационной деятельности, касающиеся безопасности, такие, как виды деятельности, упомянутые в Приложении II, включая снятие с эксплуатации, должны охватываться соответствующими требованиями по обеспечению качества.

4.6. Эксплуатирующая организация должна разрабатывать программы обеспечения качества для всех стадий жизненного цикла исследовательского реактора в срок, совместимый с графиком выполнения работ, связанных с данной стадией. В частности, работы по исследованию площадки, которые обычно начинаются задолго до разработки проекта, должны быть охвачены программой обеспечения качества.

4.7. Требования по программе обеспечения качества и соответствующие цели, принципы и руководящие материалы изложены в [9]. Цели, принципы и

¹⁴ МАГАТЭ в настоящее время пересматривает нормы безопасности в области обеспечения качества, которые были изданы в качестве Серии изданий по безопасности, № 50-C/SG-Q (1996). Пересмотренная публикация по требованиям безопасности будет охватывать системы управления для защиты и безопасности на ядерных установках и при выполнении работ, связанных с использованием ионизирующих излучений. Термин 'система управления' был принят в пересмотренных проектах вместо терминов 'обеспечение качества' и 'программа обеспечения качества'. Такой подход охватывает все аспекты управления такой ядерной установкой, как исследовательский реактор, и объединяет требования, касающиеся безопасности, здоровья, окружающей среды и обеспечения качества, в одну последовательную систему.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

руководящие материалы, представленные в [9], должны приниматься во внимание при подготовке программы обеспечения качества для исследовательского реактора посредством дифференцированного подхода на основе важности для безопасности каждого узла, услуги или процесса. Дифференцированный подход должен использоваться таким образом, чтобы он отражал запланированные и принятые различия в применении конкретных требований по обеспечению качества к исследовательским реакторам. Масштаб детальной программы обеспечения качества, которая требуется для конкретного исследовательского реактора или эксперимента, должен определяться потенциальной опасностью, связанной с реактором и экспериментом (см. пункты 1.11, 1.14), и удовлетворять требованиям регулирующего органа. Дополнительные руководящие материалы по дифференцированному подходу к программе обеспечения качества содержатся в [10].

4.8. Программа обеспечения качества должна рассматриваться и утверждаться на соответствующих уровнях административного руководства в эксплуатирующей организации и должна представляться регулирующему органу. Положения программы должны базироваться на следующих трех функциональных принципах:

- a) руководители обеспечивают планирование, руководство, ресурсы и поддержку для достижения поставленных целей;
- b) сотрудники выполняют работу таким образом, чтобы обеспечить достижение качества;
- c) независимые оценки выполняются сотрудниками в эксплуатирующей организации или внешним агентством с целью оценки эффективности процессов руководства и выполнения работы.

Управление

4.9. Управление должно обеспечивать и демонстрировать поддержку, оказываемую эффективному осуществлению программы обеспечения качества во всех работах. Аспекты административного руководства программой обеспечения качества должны включать:

- a) изложение политики организации по обеспечению качества;
- b) организационную структуру;
- c) функциональные обязанности;
- d) требования по подготовке кадров, аттестации и сертификации;
- e) уровни полномочий и взаимодействия для лиц, которые управляют работой, выполняют работу и оценивают ее адекватность.

Показатели

4.10. На всех стадиях жизненного цикла исследовательского реактора работа должна планироваться и выполняться в соответствии с установленными сводами положений, нормами, спецификациями, процедурами и мерами административного контроля. Узлы и услуги, важные для безопасности, должны определяться и контролироваться с целью обеспечения их надлежащего использования, технического обслуживания и конфигурирования.

4.11. Должно быть обеспечено положение, при котором закупаемые изделия и услуги соответствуют установленным требованиям и выполняют заданные функции. Оценка и выбор поставщиков должны проводиться на основе заданных критериев. Требования в отношении представления записок об отклонениях от спецификаций закупок должны определяться в документах по закупкам. Подтверждение того, что закупленные изделия и услуги удовлетворяют спецификациям закупок, должно представляться для проверки до начала использования изделий или предоставления услуг.

Оценка

4.12. Административное руководство на всех уровнях должно периодически оценивать процессы, за которые оно несет ответственность, для определения эффективности достижения целей ядерной безопасности. Должны выявляться и устраняться недостатки в процессах.

4.13. По поручению административного руководства должны выполняться независимые оценки для определения эффективности процессов управления и адекватности выполненной работы, контроля качества изделий и услуг и содействия внесению усовершенствований. В число лиц, проводящих независимые оценки, не должны входить те, кто непосредственно участвует в оцениваемой работе.

ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ

Оценки безопасности

4.14. Эксплуатирующая организация должна проводить всеобъемлющую оценку безопасности для подтверждения того, что проект отвечает требованиям безопасности, установленным в начале процесса проектирования. Основой для этой оценки должны служить данные, полученные из анализа безопасности (см.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

пункт 2.7), а также информация из других источников, таких, как научные исследования и предыдущий эксплуатационный опыт. Оценка безопасности должна быть частью процесса проектирования с итеративными операциями проектирования и подтверждающего анализа и расширяться с точки зрения сферы охвата и повышения уровня детализации оценки безопасности в процессе осуществления проектирования. Разработаны методы оценки достижения целей безопасности. Дополнительные руководящие материалы по выполнению этих требований содержатся в [7]. Оценка безопасности должна продолжаться на протяжении всех стадий жизненного цикла реактора, и она должна выполняться в соответствии с потенциальной величиной и характером опасности, связанной с конкретной установкой или видом деятельности (см. пункт 5.7 в [2]).

Комитеты по безопасности

4.15. Для консультирования эксплуатирующей организации по: а) соответствующим аспектам безопасности реактора и безопасности его использования и б) оценке безопасности проекта, ввода в эксплуатацию и эксплуатационных вопросов должны создаваться одна или несколько реакторных консультативных групп или комитеты по безопасности, которые являются независимыми от руководителя (начальника) реактора¹⁵. Один из комитетов должен также консультировать руководителя (начальника) реактора (см. также пункты 7.25 и 7.26). Члены такой группы или групп должны быть экспертами в различных областях, связанных с эксплуатацией и проектированием исследовательских реакторов. Может оказаться целесообразным включение в состав таких комитетов внешних экспертов (т.е. экспертов не из эксплуатирующей организации). В зависимости от сложности операций, выполняемых на исследовательском реакторе, одна из консультативных групп может быть внешней по отношению к эксплуатирующей организации. Функции, полномочия, состав и круг ведения таких комитетов должны быть документально оформлены и по требованию сообщены регулирующему органу. Должен быть также составлен список вопросов, который комитет по безопасности обязан рассматривать. Такой список должен включать, в частности, данные о:

¹⁵ Руководитель (начальник) реактора – это лицо, входящее в административное руководство реактора, на которое эксплуатирующей организацией возлагаются непосредственная ответственность и полномочия в связи с безопасной эксплуатацией исследовательского реактора и главные обязанности которого заключаются в реализации этой ответственности (см. пункты 7.2, 7.11).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- a) предлагаемых изменениях в ЭПУ, указанных в лицензии для установки;
- b) предлагаемых новых испытаний, экспериментах, оборудовании, системах или процедурах, которые имеют значение для безопасности;
- c) предлагаемых модификациях узлов, важных для безопасности, и изменениях в экспериментах, которые имеют последствия для безопасности;
- d) нарушениях ЭПУ, лицензии и процедур, которые являются значимыми для безопасности;
- e) конструкции, включая химический состав, ядерных топливных элементов¹⁶ и элементов управления реактивностью;
- f) событиях, о которых необходимо сообщать или было сообщено регулирующему органу;
- g) периодических рассмотрений эксплуатационных показателей и показателей безопасности установки;
- h) документации по регламентным выбросам радиоактивного материала в окружающую среду;
- i) документации по дозам излучения для персонала на установке и для населения.

Самооценка и независимые авторитетные рассмотрения

4.16. С целью применения принципов проверки безопасности (см. пункты 2.15-2.16) эксплуатирующая организация должна выполнять всеобъемлющие периодические рассмотрения эксплуатационных вопросов и связанной с безопасностью деятельности. Стратегия указанных рассмотрений и подлежащие оценке факторы безопасности должны утверждаться регулирующим органом или согласовываться с ним. Эти рассмотрения проводятся главным образом для определения и решения проблем, касающихся безопасности и исполнения, и при необходимости для повышения безопасности (см. также пункты 7.108-7.110).

¹⁶ Ядерные топливные элементы - это элементы, содержащие расщепляющийся и делящийся ядерный материал, которые используются в активной зоне исследовательского реактора для генерации нейтронов.

5. ОЦЕНКА ПЛОЩАДКИ

ПЕРВОНАЧАЛЬНАЯ ОЦЕНКА И ВЫБОР ПЛОЩАДКИ

Цель

5.1. Основная цель безопасности при проведении оценки площадки для исследовательского реактора – это обеспечение защиты населения и окружающей среды от радиологических последствий нормальных и случайных выбросов радиоактивного материала. Должна быть собрана с достаточной степенью детализации информация в поддержку анализа безопасности для подтверждения того, что исследовательская реакторная установка может безопасно эксплуатироваться на предполагаемой площадке. В случае реакторов малой мощности степень детализации представляемой информации может быть существенно сокращена и быть ниже того, что требуется для реактора средней или большой мощности (см. также пункты 1.11-1.14). Результаты оценки площадки должны быть документально оформлены и представлены с достаточной степенью детализации, чтобы регулирующий орган мог провести независимое рассмотрение. Это может составлять первую часть ДТОБ для исследовательского реактора.

5.2. При проведении оценки площадки должны устанавливаться границы территории площадки (см. Глоссарий), которая находится под контролем эксплуатирующей организации, и ее юридические права в пределах этой территории. Оценке и обоснованию должна подвергаться любая деятельность, которая не связана с эксплуатацией исследовательского реактора, но на которую будет получено разрешение в пределах этих границ. При проведении оценки пригодности конкретной площадки для исследовательского реактора эксплуатирующей организацией должны быть исследованы и оценены характеристики площадки, которые могут влиять на аспекты безопасности исследовательского реактора. Цель оценки состоит в том, чтобы продемонстрировать, как эти характеристики площадки будут влиять на проектные критерии и критерии эксплуатации установки, и продемонстрировать адекватность характеристик площадки в связи с их воздействием на безопасность.

5.3. При проведении оценки пригодности площадки для исследовательского реактора должны рассматриваться следующие аспекты:

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- а) воздействие внешних событий, которые могут произойти в данном районе площадки (эти события могут иметь природное происхождение или быть вызваны деятельностью человека);
- б) характеристики площадки и окружающей ее среды, которые могут влиять на перенос выбросов радиоактивного материала к людям;
- в) плотность и распределение населения и другие характеристики окрестностей площадки с точки зрения возможности осуществления аварийных мер и необходимости оценки рисков для отдельных лиц и населения.
- г) любые другие ядерные установки на площадке;
- е) возможность конечного поглощения тепла на площадке.

5.4. Если оценка площадки с учетом этих пяти факторов, включая их предполагаемую эволюцию, показывает, что площадка неприемлема и имеющиеся недостатки площадки не могут быть компенсированы посредством конструктивных решений, мер по защите площадки или административных процедур, площадка должна быть признана непригодной. (Конструктивные решения и меры по защите площадки являются предпочтительными средствами компенсации недостатков.)

ОБЩИЕ КРИТЕРИИ ОЦЕНКИ ПЛОЩАДОК

5.5. Должны быть изучены и оценены характеристики площадки, которые могут влиять на аспекты безопасности исследовательского реактора. Должны изучаться характеристики окружающей природной среды в данном районе, который может попадать под воздействие потенциальных радиологических последствий радиоактивных выбросов на реакторе в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях. Все эти характеристики должны наблюдаться и контролироваться в течение всего жизненного цикла исследовательского реактора.

5.6. Должны быть определены опасности, связанные с внешними событиями (и сочетаниями событий), которые необходимо учитывать при проектировании реактора. Сочетание внешних событий с ожидаемыми при эксплуатации событиями или условиями ПА должно рассматриваться для тех случаев, в которых ожидаемое при эксплуатации событие или условие ПА являются результатом внешнего события и когда существует необходимость учитывать продолжительные внешние события (такие, как наводнения) или длительное время восстановления после окончания события.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

5.7. В анализе пригодности площадки должно уделяться внимание таким вопросам, как хранение и перевозка свежего топлива, отработавшего топлива и радиоактивных отходов.

5.8. Следует учитывать возможное взаимодействие между радиоактивными и нерадиоактивными выбросами, например, действие тепла или химических веществ на радиоактивный материал в жидких сбросах.

5.9. Для каждой предполагаемой площадки должны оцениваться потенциальные радиологические последствия для людей в данном районе, когда реактор находится в эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях, включая состояния, которые могут приводить к принятию аварийных мер.

5.10. Предполагаемые площадки должны быть надлежащим образом изучены в отношении всех характеристик, которые могут влиять на безопасность при внешних природных явлениях и вызываемых деятельностью человека событиях.

5.11. Для данного региона должны быть собраны и тщательно проанализированы с точки зрения достоверности, точности и полноты соответствующие доисторические, исторические и инструментальные данные и документация по случаям и тяжести важных природных явлений или вызванных деятельностью человека явлений и видов деятельности.

5.12. При проведении оценки площадки с целью определения возможных радиологических последствий для данного района в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях на реакторе, которые могут приводить к принятию аварийных мер, должна быть дана соответствующая оценка ожидаемым или возможным выбросам радиоактивного материала с учетом проекта установки и ее средств безопасности. Эта оценка должна быть подтверждена при утверждении конструкции и ее средств безопасности.

5.13. Регион, в котором предлагается разместить реактор, должен быть изучен с целью оценки существующего и прогнозируемого распределения плотности населения, которая может влиять на возможные последствия радиоактивных выбросов для отдельных лиц и населения в целом (см. также пункт 5.37). В случае необходимости должны приниматься надлежащие меры с целью обеспечить, чтобы совокупный риск, связанный с предлагаемым исследовательским реактором на площадке, оставался приемлемо низким.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

5.14. До начала сооружения исследовательского реактора должно быть подтверждено, что никаких серьезных проблем не ожидается в осуществлении плана аварийных мероприятий за пределами площадки до начала его эксплуатации (см. также Дополнение).

Землетрясения

5.15. Опасность для площадки в результате вызванного землетрясением колебания грунта должна оцениваться для площадки с учетом сеймотектонических характеристик данного района и конкретных условий площадки. Для определения опасности землетрясения могут использоваться различные методы. При определении параметров колебания грунта для основы проекта должны приниматься во внимание неопределенности, связанные с этими методами.

5.16. Степень и уровень детализации исследований площадки, проводимых с целью определения параметров колебания грунта для основы проекта, зависят от конкретной рассматриваемой установки. В случае небольших установок, характеризующихся минимальными возможными радиологическими последствиями для людей, может оказаться предпочтительным (и эффективным с точки зрения затрат) ограничить масштабы исследования площадки и вместо этого использовать консервативные значения для параметров основы проекта. Необходимо проявлять консерватизм, поскольку в целом неопределенностей будет больше, если исследования не будут детальными.

Поверхностное разломообразование

5.17. Если имеются данные, подтверждающие наличие поверхностного разломообразования, или если нет достаточных данных об отсутствии поверхностного разломообразования в данном районе, это явление должно быть исследовано. Если площадка находится в пределах зоны поверхностного разломообразования, которая характеризуется значительным потенциалом возможных относительных смещений на уровне земной поверхности или близко к ней (т.е., если разлом является активным), площадка должна быть признана непригодной, если детальный анализ не доказывает, что инженерно-технические решения будут практически осуществимыми.

ЭКСТРЕМАЛЬНЫЕ И РЕДКИЕ МЕТЕОРОЛОГИЧЕСКИЕ ЯВЛЕНИЯ

Экстремальные значения метеорологических параметров

5.18. Для оценки возможных экстремальных значений в течение соответствующего периода времени должны быть документально зафиксированы следующие метеорологические параметры: ветер, осадки, снег, высокие и низкие температуры и штормовые нагоны. Результаты оценки площадок должны быть описаны соответствующим образом для целей проектирования.

Редкие метеорологические явления

Торнадо (смерчи)

5.19. Вероятность возникновения торнадо (смерчей) и появления связанных с ним летящих предметов в интересующем районе должна оцениваться вместе с опасностью, создаваемой этими явлениями.

Тропические циклоны

5.20. Вероятность возникновения тропических циклонов и появления связанных с ними летящих предметов в интересующем районе должна оцениваться вместе с опасностью, создаваемой этими явлениями.

НАВОДНЕНИЯ

Наводнения, вызванные выпадением осадков и другими причинами

5.21. Для данного района должна быть оценена вероятность наводнения из-за осадков и паводка, которые могут влиять на безопасность исследовательского реактора.

5.22. В случае прибрежных площадок и площадок в устьях рек должна оцениваться вероятность наводнения в результате сочетания: высокой воды, весьма низкого атмосферного давления, действия ветра на водные массы и движения волн, как, например, при циклонах.

Волны на воде

5.23. Для данного района должна быть оценена вероятность возникновения цунами или сейшей, которые могут влиять на безопасность исследовательского реактора.

Наводнения и волны, вызванные выходом из строя защитных гидросооружений

5.24. Должна быть проанализирована информация о расположенных выше по течению защитных гидросооружениях, чтобы определить, в состоянии ли исследовательский реактор выдержать воздействия, вызванные выходом из строя этих сооружений.

ГЕОТЕХНИЧЕСКИЕ ОПАСНОСТИ

Неустойчивость склонов

5.25. Площадка и ее окрестности должны быть оценены с целью определения возможной неустойчивости склонов (например, появления оползней, обвалов и снежных лавин), которая может влиять на безопасность исследовательского реактора.

Провал, оседание или подъем поверхности площадки

5.26. Должна быть проведена оценка вероятности возникновения провала, оседания или подъема поверхности площадки.

Разжижение грунтов

5.27. Должна быть оценена вероятность разжижения подповерхностных материалов на предполагаемой площадке.

Поведение материалов фундамента

5.28. Должны быть изучены геотехнические характеристики подповерхностных материалов и связанные с ними неопределенности, и должен быть определен почвенный профиль для площадки в форме, подходящей для цели проектирования.

Другие важные природные явления и экстремальные условия

5.29. Должны быть собраны и оценены исторические данные, касающиеся явлений, которые потенциально могут влиять на безопасность исследовательского реактора, таких, как вулканизм, сильные ветры, частота и мощность разрядов молнии, песчаные бури, обильные осадки, снег, лед, град и подповерхностное замерзание переохлажденной воды (шуга).

ВНЕШНИЕ ОПАСНОСТИ ТЕХНОГЕННОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ

Авиационные катастрофы

5.30. Должна быть оценена вероятность авиационных катастроф, включая удары, пожары и взрывы на площадке, с учетом нынешних и будущих характеристик воздушного сообщения, мест расположения и типов аэропортов, а также характеристик авиационных транспортных средств, включая средства со специальным разрешением на пролет над установкой или вблизи нее, такие, как самолеты и вертолеты пожаротушения.

Химические взрывы

5.31. В районе должно быть выявлено наличие деятельности, связанной с обработкой, переработкой, перевозкой и хранением химических веществ, потенциально опасных с точки зрения возникновения взрывов или газового облака, которое может мгновенно возгораться или взрываться.

Другие важные техногенные события

5.32. Должны быть исследованы окрестности площадки на наличие любых установок, на которых могут храниться, перерабатываться, транспортироваться или иным образом обрабатываться огнеопасные, токсичные, вызывающие коррозию или радиоактивные вещества, которые могут влиять на безопасность.

СПЕЦИФИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ХАРАКТЕРИСТИК РАССМАТРИВАЕМОГО РАЙОНА

Рассеивание радиоактивных веществ в атмосфере

5.33. Должно быть подготовлено метеорологическое описание района, включая основные метеорологические параметры и явления. Следует использовать данные по меньшей мере за один репрезентативный год, а также любые другие данные из других источников. Следует собирать данные, которые являются репрезентативными для локальных метеорологических условий. Следует указывать степень, в которой эти данные являются репрезентативными для долгосрочных метеорологических характеристик площадки. Эта информация может быть получена путем сравнения данных для площадки с параллельными и долгосрочными данными от расположенных вокруг синоптических метеорологических станций.

5.34. На основе данных, полученных при обследовании района, должно оцениваться возможное рассеивание выбросов радиоактивных веществ в атмосфере.

Распространение радиоактивных веществ в поверхностных водах

5.35. Должно быть подготовлено описание гидрогеологических условий района, включая основные характеристики водоемов, как природных, так и искусственных, а также данные по водоиспользованию в данном районе. Должна быть выполнена оценка возможного воздействия радиоактивного загрязнения поверхностных вод на критическую группу.

Распространение радиоактивных веществ в подземных водах

5.36. Должно быть подготовлено описание гидрогеологических условий района, включая основные характеристики водоносных формаций, их взаимодействие с поверхностными водами, а также данные по использованию подземных вод в данном районе. Должна быть выполнена оценка возможного воздействия радиоактивного загрязнения подземных вод на критическую группу.

Распределение населения

5.37. Должно быть изучено распределение населения в пределах данного района. В частности, должна быть собрана информация о распределении

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

имеющихся и прогнозируемых популяций, включая и постоянно, и временно проживающее население, в окрестностях площадки, и информация должна обновляться в течение всего жизненного цикла исследовательского реактора. Данные о распределении населения следует использовать при проведении для данной площадки оценки возможных воздействий на население любых выбросов радиоактивного материала.

Использование земли и воды в районе

5.38. Для оценки возможного воздействия предлагаемого исследовательского реактора в данном районе и особенно для целей подготовки планов аварийных мероприятий должны быть собраны сведения об использовании земли и водоемов в данном районе. В оценку следует включать земли и водоемы, которые могут использоваться населением или могут служить в качестве естественной среды для организмов в пищевых цепочках.

Фоновая радиоактивность

5.39. Перед вводом в эксплуатацию исследовательского реактора должна быть определена фоновая радиоактивность в атмосфере, гидросфере, литосфере и биоте в окрестностях площадки, как это представляется необходимым, с тем чтобы можно было провести последующую оценку воздействия исследовательского реактора на радиоактивность в окружающей среде.

МОНИТОРИНГ ОПАСНОСТЕЙ

5.40. Характеристики природных и вызванных действиями человека опасностей, а также демографические, метеорологические и гидрологические условия, имеющие отношение к исследовательскому реактору, должны контролироваться в течение всего жизненного цикла реактора, как минимум с начала строительства и до снятия с эксплуатации.

6. ПРОЕКТИРОВАНИЕ

ИДЕОЛОГИЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

Общие положения

6.1. Исследовательский реактор должен проектироваться таким образом, чтобы достигались цели безопасности (см. пункт 2.2). Общие проектные требования, изложенные в данном разделе, должны применяться при проектировании всех типов исследовательских реакторов. Кроме того, при проектировании КСЭ для конкретных типов реакторов в надлежащих случаях должны применяться конкретные проектные требования.

6.2. Применение этих требований является интерактивным процессом и должно осуществляться на всех стадиях проектирования с учетом результатов соответствующего анализа безопасности (см. также пункты 2.7 и 6.72-6.78).

6.3. Разработчик проекта реактора должен рассматривать не только конструкцию собственно реактора, но также и любых связанных с ним установок, которые могут влиять на безопасность. Кроме того, разработчик проекта реактора должен также учитывать воздействие конструкции реактора на связанные с ним установки и последствия проекта, которые будут проявляться на всех стадиях жизненного цикла реактора (например, в плане условий эксплуатации, электромагнитных полей и других помех).

6.4. Обеспечение безопасного проектирования требует, чтобы между разработчиком проекта реактора и эксплуатирующей организацией поддерживалась тесная связь. Разработчик проекта должен принимать меры по надлежащей подготовке, оформлению и представлению проектной документации эксплуатирующей организации для использования при подготовке ДТОБ. Проект следует разрабатывать параллельно с разработкой ДТОБ (см. пункты 3.6-3.10).

6.5. При проектировании систем безопасности следует надлежащим образом учитывать режим работы (например, эксплуатация в режиме отслеживания нагрузки, а не в стационарном режиме, эксплуатация на различных уровнях мощности, эксплуатация с различными конфигурациями активной зоны и эксплуатация с различным ядерным топливом) и фактор стабильности реактора на различных уровнях рабочей мощности.

Глубокоэшелонированная защита

6.6. Концепция глубокоэшелонированной защиты (см. пункты 2.5-2.7) должна применяться при проектировании для обеспечения дифференцированной ('многоступенчатой') защиты от различных переходных процессов в реакторе, включая переходные процессы, являющиеся результатом отказа оборудования и ошибки человека и воздействия внутренних или внешних событий, которые могут приводить к ПА. В частности, при проектировании должны рассматриваться следующие аспекты:

- a) Использование консервативных проектных запасов, осуществление программы обеспечения качества (см. сноску 14) и организация деятельности по надзору.
- b) Применение последовательного ряда физических барьеров, препятствующих выходу радиоактивного материала из реактора. Примерами таких барьеров являются матрица топлива, оболочка твэлов, теплообменная система первого контура, бассейн и здание реактора. Проект должен также предусматривать надлежащее обеспечение эффективности этих барьеров, а также надзор за ними и их защиту.
- c) Применение критерия единичного отказа посредством обеспечения выполнения каждой из следующих основных функций безопасности:
 - остановки реактора и поддержания реактора в состоянии безопасного останова во всех эксплуатационных состояниях или в случае ПА;
 - обеспечение достаточного отвода тепла после останова, в частности из активной зоны (см. пункт 6.131), в том числе в случае ПА;
 - удержания радиоактивного материала в целях предотвращения или смягчения последствий незапланированного выброса этого материала в окружающую среду.
- d) Использование планов аварийных мероприятий на площадке и за ее пределами, имеющих целью смягчение последствий для населения и окружающей среды в случае значительного выброса радиоактивных веществ в окружающую среду¹⁷.

6.7. Применение концепции глубокоэшелонированной защиты требует включения в проект оборудования, состоящего из систем безопасности и узлов и систем, связанных с безопасностью, и процедур для предотвращения и контроля отклонений от эксплуатационных состояний, а также предотвращения

¹⁷ Осуществление плана аварийного реагирования может требовать принятия разработчиком проекта соответствующих проектных мер (см. пункты 6.30 и 6.31).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

и смягчения последствий аварийных условий, или для обеспечения соответствующей защиты, если такое предотвращение окажется безрезультатным. В отношении этого оборудования и, в частности, оборудования, используемого для реализации уровней 2-4, указанных в пункте 2.6, которое обычно состоит из систем безопасности и инженерно-технических средств безопасности, должны применяться особые проектные требования.

6.8. Три основные функции безопасности, упомянутые в пункте 6.6 с), которые по существу сводятся к остановке реактора, охлаждению, в частности, активной зоны реактора и удержанию радиоактивного материала, должны выполняться путем включения в проект соответствующего сочетания внутренне присущих и пассивных средств безопасности, систем безопасности и инженерно-технических средств безопасности и путем применения административных процедур в течение жизненного цикла реактора. Пример внутренне присущего средства безопасности - это соответствующий подбор материалов и конфигураций для обеспечения мгновенных отрицательных коэффициентов реактивности.

Функции безопасности

6.9. Функции безопасности являются существенно важными характеристическими функциями, связанными с КСЭ, которые обеспечивают безопасность реактора, как указано в пункте 6.6 с). Функции безопасности должны соответствовать конкретной конструкции реактора. В случае нормальной эксплуатации оборудованием, которому надлежит выполнять функции безопасности, являются эксплуатационные системы. В целом эти системы дополняются другими инженерно-техническими средствами безопасности для выполнения предписанных им функций в случае ожидаемых при эксплуатации событий и ПА.

6.10. При проектировании систем безопасности, включая инженерно-технические средства безопасности, которые используются для выполнения трех основных функций безопасности - остановки реактора, охлаждения, в частности, активной зоны реактора и удержания радиоактивного материала, должен применяться критерий единичного отказа, должна обеспечиваться высокая надежность и должны предусматриваться меры, облегчающие проведение регулярных инспекций, испытаний и технического обслуживания.

Критерии приемлемости и правила проектирования

6.11. В соответствии с пунктом 3.13 должны устанавливаться критерии приемлемости для эксплуатационных состояний и для ПА. В частности, для целей разработки критериев приемлемости должны быть определены ПА, учитываемые при проектировании исследовательского реактора, и отдельные ЗПА. Для проектирования КСЭ критерии приемлемости могут использоваться в виде правил в инженерной части проекта. Эти правила могут включать требования, содержащиеся в соответствующих нормах и стандартах, которые установлены в данном государстве или в международном масштабе. Регулирующий орган должен рассматривать критерии приемлемости.

ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

Классификация КСЭ¹⁸

6.12. КСЭ и программное обеспечение для контрольно-измерительных приборов и систем управления и защиты, которые являются важными для безопасности, сначала должны быть определены, а затем классифицированы по функциям и значению для безопасности. Должна быть определена основа классификации безопасности для КСЭ, включая программное обеспечение, и проектные требования должны применяться в соответствии с полученной для них классификацией безопасности.

6.13. Метод классификации КСЭ по их значимости для безопасности, включая программное обеспечение, должен быть основан на детерминированных методах, дополненных при необходимости вероятностными методами и инженерно-техническими заключениями, с учетом их функции безопасности и последствий отказа выполнять свою функцию. Должны быть предусмотрены соответствующие проектные границы раздела между КСЭ различных классов для обеспечения того, чтобы отказ любого узла с более низким классом безопасности не приводил к отказу узла с более высоким классом безопасности.

¹⁸ Эта классификация отражает значимость КСЭ для ядерной безопасности. Ее цель состоит в том, чтобы установить градации в применении требований при проектировании и требований по обеспечению качества. Существуют другие возможные классификации или категоризации КСЭ в соответствии с другими аспектами (например, сейсмическая классификация КСЭ).

Своды положений и нормы

6.14. Должны быть определены своды положений и нормы (нормы и стандарты), применимые к КСЭ, и их использование должно быть в соответствии с их классификацией (см. пункты 6.12 и 6.13). В частности, если различные своды положений и нормы используются для разных типов узлов (например, для трубопроводов и электрических систем), должно быть подтверждено соответствие между ними.

6.15. В случае КСЭ, для которых отсутствуют соответствующие установленные своды положений или нормы, может применяться подход на основе существующих сводов положений или норм, действующих в отношении аналогичного оборудования, или в случае отсутствия таких сводов положений и норм могут применяться результаты опыта, испытаний, анализа либо сочетание указанного, и этот ориентированный на результаты подход должен быть обоснован.

Основа проекта

6.16. В процессе проектирования должны приниматься во внимание все проблемы, с которыми реактор, как ожидается, может столкнуться в течение его срока службы. Эти проблемы включают все предполагаемые условия и события, касающиеся стадий срока службы реактора и эксплуатационных состояний и аварийных условий, характеристики площадки, проектные требования и пределы параметров, режимы работы и т.п. Требования, которые эти проблемы и условия налагают на проект реактора, должны определять основу проекта исследовательской реакторной установки. В основе проекта должны быть определены характеристики, которыми необходимо наделить исследовательскую реакторную установку для того, чтобы она могла противостоять этим проблемам без превышения разрешенных пределов.

Постулируемые исходные события и ПА

6.17. Проблемы могут появляться на всех уровнях глубокоэшелонированной защиты. Эта вероятность должна быть признана при проектировании, и должны быть предусмотрены проектные решения для обеспечения того, чтобы достигались функции безопасности и цели безопасности можно было выполнить. Эти проблемы в связи с глубокоэшелонированной защитой вытекают из постулируемых исходных событий. Постулируемые исходные события должны выбираться соответствующим образом для цели анализа (см. Дополнение). Должно быть показано, что выбранный ряд постулируемых

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

исходных событий охватывает все вероятные аварии, которые могут влиять на безопасность исследовательского реактора. В частности, должны быть определены ПА.

Характеристики, имеющие отношение к площадке

6.18. При проектировании должны рассматриваться различные возможные взаимодействия между исследовательской реакторной установкой и окружающей средой, включая аспекты, касающиеся населения, метеорологии, гидрологии, геологии и сейсмологии. Во внимание должно приниматься наличие за пределами площадки таких служб, как связь, системы электро- и водоснабжения и пожарная охрана и полиция, от которых может зависеть безопасность установки и защита населения.

Внутренние события

6.19. Для определения всех внутренних событий, которые могут оказать воздействие на безопасность исследовательской реакторной установки, должен проводиться анализ постулируемых исходных событий. Эти события могут включать отказы или неправильное действие оборудования.

6.20. При проектировании исследовательской реакторной установки должно учитываться возможное возникновение внутренних опасностей, таких, как пожар, затопление, возникновение летящих предметов, биения трубопроводов, ударное воздействие струи или выброс жидкости из поврежденных систем или из других установок на площадке. Должны приниматься соответствующие предупредительные и смягчающие меры, с тем чтобы не допустить возникновения угрозы для ядерной безопасности. Некоторые внешние события могут стать причиной возникновения внутренних пожаров или затоплений и привести к возникновению летящих предметов. В надлежащих случаях такая взаимосвязь между внешними и внутренними событиями должна также учитываться при проектировании.

Внешние события

6.21. Должны быть определены природные и вызванные действиями человека внешние события, учитываемые в основе проекта. Учитываемые события должны включать те события, которые были определены при оценке площадки (см. раздел 5). Внимание также должно уделяться опасностям, связанным с землетрясениями (см. пункты 5.15, 5.16 и 6.17), включая возможность оснащения исследовательской реакторной установки системами для

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

обнаружения сейсмических явлений, приводящими в действие системы автоматического останова реактора при превышении установленного порогового значения.

Пожары и взрывы

6.22. КСЭ, важные для безопасности, должны проектироваться и размещаться при условии соблюдения других требований безопасности таким образом, чтобы сводить к минимуму последствия пожаров и взрывов. Для исследовательской реакторной установки должны быть выполнены анализ пожарной опасности и анализ опасности взрывов с целью определения необходимых параметров противопожарных барьеров и средств пассивной защиты и физического разделения для противодействия пожарам и взрывам. Проект должен включать меры, предотвращающие или ограничивающие формирование взрывоопасной атмосферы. Должны быть предусмотрены системы обнаружения пожара и сигнализации и системы пожаротушения необходимой мощности.

6.23. Системы пожаротушения должны при необходимости включаться автоматически. Системы пожаротушения должны проектироваться и размещаться с таким расчетом, чтобы их разрыв, ложное или случайное срабатывание существенно не влияли на функциональные возможности КСЭ, важных для безопасности, и не оказывали одновременного воздействия на резервные группы безопасности, делая таким образом неэффективными меры, принимаемые для соблюдения критерия единичного отказа (см. пункты 6.36-6.38).

6.24. Негорючие или огнеупорные и термостойкие материалы должны использоваться везде, где это представляется практически возможным на исследовательской реакторной установке, особенно в таких местах, как здание реактора и пункт (помещение щита) управления. Огнеопасные газы и жидкости и горючие вещества, которые могут образовывать взрывоопасные смеси или способствовать их образованию, должны быть в минимально необходимых количествах и должны храниться в надлежащих условиях, обеспечивающих разделение реагирующих между собой веществ.

6.25. Должна обеспечиваться способность останова реактора, отвода остаточного тепла, локализации радиоактивных материалов и контроля состояния установки. Эта способность должна поддерживаться посредством соответствующего включения резервных элементов, неодинаковых

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

(разнообразных) систем, физического разделения и отказоустойчивого проектирования с таким расчетом, чтобы достигались следующие цели:

- а) предотвращение возникновения пожаров и взрывов;
- б) обнаружение и оперативное тушение возникших пожаров, обеспечивающее ограничение наносимого ущерба;
- в) предотвращение распространения непотушенных пожаров и вызванных пожаром взрывов, за счет чего сводятся к минимуму их последствия для выполнения основных функций установки.

Проектные пределы параметров

6.26. Должны быть определены проектные пределы всех соответствующих параметров для каждого эксплуатационного состояния реактора и для ПА.

6.27. Должно выполняться сравнение последовательностей событий для определения наиболее важных значений параметров. Полученные в результате значения предельных параметров, имеющие разумный запас, должны использоваться при проектировании отдельных систем и элементов, включая экспериментальные устройства.

Учет эксплуатационных состояний при проектировании

6.28. Исследовательский реактор должен проектироваться таким образом, чтобы он безопасно работал в заранее определенном диапазоне значений различных параметров, и в отношении него должны действовать соответствующие требования и ограничения во всех эксплуатационных состояниях при одновременном достижении цели радиационной защиты. При проектировании должны учитываться требования, касающиеся ожидаемого использования реактора, включая требования по стабильности мощности. Проектирование должно осуществляться с таким расчетом, чтобы реагирование реактора и связанных с ним систем на широкий диапазон событий, включая ожидаемые при эксплуатации события, обеспечивало безопасную эксплуатацию или, когда это необходимо, снижение мощности без необходимости применения мер, выходящих за рамки первого или максимум второго уровня глубокоэшелонированной защиты.

6.29. Требования и ограничения, изложенные в пункте 6.28, должны составлять основу ЭПУ. Проектирование должно выполняться с таким расчетом, чтобы способствовать установлению практически применимого набора ЭПУ для эксплуатации реактора.

Учет аварийных условий при проектировании

6.30. Для случаев, когда в ответ на постулируемые исходные события требуются быстрые и надежные действия, конструкция реактора должна включать средства автоматического ввода в действие необходимых систем безопасности. В некоторых случаях после возникновения ПА от оператора могут требоваться действия по переводу реактора в стабильное долгосрочное состояние и принятию мер, направленных на ограничение выброса радиоактивного материала. Проектирование следует выполнять с таким расчетом, чтобы обеспечивать сокращение нагрузки на оператора, насколько это представляется практически возможным, в частности, в течение ПА и после нее.

6.31. Узлы, важные для безопасности, должны проектироваться таким образом, чтобы они выдерживали воздействие экстремальных нагрузок и условий окружающей среды (например, экстремальные значения температуры, влажности, уровней излучения), возникших в результате ПА. Стабильный долгосрочный режим останова после аварии может отличаться от начального состояния останова. Проект должен предусматривать возможности, включая отрицательный мощностной коэффициент, для перевода реактора в стабильное долгосрочное состояние.

Инженерно-технические средства безопасности

6.32. Инженерно-технические средства безопасности – это системы безопасности, которые предусматриваются главным образом для ограничения или для смягчения последствий ожидаемых при эксплуатации событий и ПА. Примерами инженерно-технических средств безопасности являются система аварийного охлаждения активной зоны реактора и средства локализации (в частности, аварийная вентиляционная система). Особые требования, касающиеся этих систем и их дополнительных особенностей, изложены в пунктах 6.115-6.130. Другие инженерно-технические средства безопасности, такие, как вторая система останова, конструкция защитной оболочки или другие системы, должны также проектироваться в соответствии с этими требованиями.

6.33. На основании анализа безопасности должна быть определена необходимость инженерно-технических средств безопасности. Должны быть определены аварии, с которыми эти системы должны быть способны справляться, и для подтверждения того, что системы соответствуют действующим требованиям, должен быть проведен анализ. Должны

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

предусматриваться системы и подсистемы, которые являются существенно важными для надежного функционирования инженерно-технических средств безопасности (например, аварийное электроснабжение для системы аварийного охлаждения активной зоны реактора).

6.34. Должны быть детально определены основа проекта и различные режимы работы инженерно-технического средства безопасности, включая степень, в которой данное инженерно-техническое средство безопасности автоматизируется, и условия, в которых требуется ручное вмешательство. При проектировании инженерно-технических средств безопасности должны рассматриваться:

- a) надежность элементов, независимость системы, резервирование, отказоустойчивые характеристики, неодинаковость (разнообразия) и физическое разделение резервных систем;
- b) использование соответствующего материала, выдерживающего постулируемые ПА (например, с учетом уровней излучения или радиолитического разложения);
- c) меры по проведению инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания (в том числе в смоделированных условиях ПА, когда это представляется возможным) для проверки того, что инженерно-технические средства безопасности продолжают функционировать или находятся в состоянии готовности для выполнения предписанных им функций и будут надежными и эффективными, когда это потребуется.

Обеспечение надежности при проектировании

6.35. Для некоторых систем безопасности или компонентов, обеспечивающих требующуюся надежность при выполнении функций безопасности, должны устанавливаться максимальные разрешенные пределы эксплуатационной неготовности исследовательского реактора. Указанные ниже меры должны использоваться - при необходимости в сочетании - для достижения и поддержания требующейся надежности в соответствии с важностью функций безопасности, которые должны выполняться КСЭ. Должно уделяться внимание системам программного обеспечения, а также аппаратным системам.

Резервирование и критерий единичного отказа

6.36. Резервирование должно применяться в качестве важного принципа при проектировании с целью повышения надежности систем, важных для безопасности. Проектирование должно выполняться с таким расчетом, чтобы

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

обеспечивать на основе анализа положение, при котором никакой единичный отказ не мог бы привести к потере способности системы выполнять предписанную функцию безопасности.

6.37. Комплекты оборудования, состоящие из нескольких частей, которые не могут быть испытаны по отдельности, не должны рассматриваться как обеспечивающие резервирование.

6.38. Принятая степень резервирования должна отражать возможность появления необнаруженных отказов, которые могут приводить к понижению надежности. Потенциальные отказы должны рассматриваться как обнаруживаемые, если нет испытания или метода инспекции, с помощью которых они могут быть обнаружены. В случае необнаруженных отказов либо отказ должен рассматриваться как могущий появиться в любое время, либо должны применяться другие методы, такие, как контроль эталонных узлов, обоснованные методы расчетов и использование консервативных запасов безопасности.¹⁹

Неодинаковость (разнообразие)

6.39. Принцип неодинаковости (разнообразия) применяется к резервным системам или элементам, которые выполняют одну и ту же функцию безопасности, путем включения в эти системы или элементы разных отличительных признаков, таких, как:

- a) разные принципы действия;
- b) разные условия работы;
- c) разные изготовители.

6.40. Принцип неодинаковости (разнообразия) может применяться для повышения надежности и уменьшения потенциальной возможности отказов по общей причине. Принцип неодинаковости (разнообразия) должен приниматься всегда, когда это представляется практически возможным, после рассмотрения его возможных недостатков в плане осложнений для эксплуатации, технического обслуживания и испытаний неодинакового оборудования.

¹⁹ Запас безопасности – это разность между пределом безопасности и эксплуатационным пределом. Иногда он выражается как отношение этих двух значений.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Независимость

6.41. Принцип независимости (например, функциональной изоляции и физического разделения расстоянием, барьерами или особым размещением компонентов реактора) должен применяться в надлежащих случаях для повышения надежности систем, в частности, в отношении отказов по общей причине.

Отказобезопасное проектирование

6.42. Принцип отказобезопасного проектирования в надлежащих случаях должен учитываться и применяться при проектировании систем и элементов, важных для безопасности: системы в исследовательских реакторных установках должны проектироваться с таким расчетом, чтобы при отказе системы или элемента обеспечивался переход в безопасное состояние без необходимости осуществления каких-либо действий.

Легкость проведения испытаний и технического обслуживания

6.43. Реакторные узлы, важные для безопасности, должны быть спроектированы и расположены так, чтобы их можно было надлежащим образом инспектировать, испытывать и обслуживать по мере необходимости перед вводом в эксплуатацию и впоследствии на регулярной основе в соответствии с их важностью для безопасности. Компоновка реактора должна быть выполнена так, чтобы эти работы облегчались и могли проводиться без чрезмерного облучения эксплуатационного персонала. Если практически не представляется возможным обеспечить надлежащую доступность компонента для испытаний, в анализе безопасности должна быть принята во внимание возможность его необнаруженного отказа.

Учет ввода в эксплуатацию при проектировании

6.44. Проектирование должно включать при необходимости конструктивные решения, облегчающие процесс ввода реактора в эксплуатацию. Эти конструктивные решения могут включать меры, обеспечивающие работу с переходными активными зонами, имеющими различную конфигурацию, для которой может требоваться охлаждение с принудительной циркуляцией.

Обеспечение проведения инспекций, испытаний и технического обслуживания

6.45. Проектирование реактора должно выполняться с таким расчетом, чтобы допускать проведение соответствующих функциональных испытаний и инспекций узлов, важных для безопасности, для обеспечения того, чтобы системы выполняли свои функции безопасности с требуемой надежностью. Это особенно важно для пассивных элементов и для систем, чья способность функционировать обычно не проверяется в штатных режимах эксплуатации. Важными факторами, которые должны учитываться, являются легкость проведения испытаний и инспекций, степень, в которой, испытания и инспекции отражают реальные условия, и необходимость поддерживать выполнение функции безопасности во время испытаний. Когда это возможно и в надлежащих случаях, в электрических и электронных системах следует устанавливать схемы с самоконтролем.

6.46. При проектировании должны быть обеспечены соответствующие доступность, защита, возможности для дистанционного манипулирования, контроля послереакторных уровней излучения и дезактивации, с тем чтобы удерживать дозы излучения и поглощение организмом радиоактивного материала на разумно достижимом низком уровне во время проведения работ по техническому обслуживанию. Материалы должны подбираться таким образом, чтобы сводить к минимуму уровни активации в узлах, подвергающихся воздействию высоких потоков нейтронов.

6.47. Должны быть предусмотрены меры при проектировании реактора для облегчения регламентных инспекций в процессе эксплуатации, проводимых при помощи соответствующих методов неразрушающих испытаний с целью определения состояния КСЭ, подвергающихся воздействию коррозии, эрозии, усталости или других эффектов старения.

Учет аварийного планирования при проектировании²⁰

6.48. В зависимости от потенциальной опасности, связанной с реактором, должно рассматриваться включение конкретных конструктивных решений, облегчающих аварийное планирование. Необходимость таких конструктивных решений может быть определена посредством анализов ЗПА. Приемлемые

²⁰ См. дополнительный материал по осуществлению последовательностей в анализе безопасности в пунктах 7.72–7.78.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

меры должны базироваться по возможности на реалистичных или основанных на наилучшей оценке допущениях, методах и аналитических критериях. Они не обязательно должны включать использование консервативных методов инженерно-технической практики. Исследовательская реакторная установка должна иметь достаточное число безопасных путей эвакуации с четкой и стойкой разметкой, с надежным аварийным освещением, вентиляцией и другими обслуживающими средствами в здании, существенно важными для их безопасного использования. Пути эвакуации должны удовлетворять соответствующим международным требованиям в отношении радиационных зон и противопожарной защиты, а также соответствующим национальным требованиям в отношении промышленной безопасности и физической защиты установки.

6.49. Должны предусматриваться соответствующие системы аварийной сигнализации и средства связи с таким расчетом, чтобы даже в аварийных условиях можно было предупредить об опасности всех лиц, находящихся на исследовательской реакторной установке и на площадке, и дать им соответствующие инструкции. Должно обеспечиваться постоянное наличие средств связи, необходимых для обеспечения безопасности в пределах исследовательской реакторной установки. Средства связи должны быть в пункте (помещении щита) управления, а также в дополнительном пункте (помещении щита) управления, если таковой имеется²¹. Это требование должно приниматься во внимание при проектировании, а также при применении принципа неодинаковости (разнообразия) в отношении выбираемых для использования средств связи.

Учет снятия с эксплуатации при проектировании

6.50. При проектировании реактора и его экспериментальных устройств должно уделяться внимание облегчению процесса его окончательного снятия с эксплуатации. В этой связи внимание должно быть направлено на удержание радиационного облучения персонала и населения в процессе снятия с эксплуатации на разумно достижимом низком уровне и на обеспечение надлежащей защиты окружающей среды от чрезмерного радиоактивного загрязнения. Для этого при проектировании должны учитываться:

²¹ Дальнейшие сведения по дополнительному пункту (помещению щита) управления см. в пункте 6.144.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- a) подбор материалов для сведения к минимуму активации и облегчения дезактивации;
- b) оптимизация компоновки установки и путей доступа для облегчения демонтажа больших узлов и отсоединения и транспортировки (с помощью дистанционных манипуляторов, когда это необходимо) активированных элементов;
- c) обработка и хранение радиоактивных отходов.

6.51. Кроме того, подробная информация о проектных требованиях и информация, касающаяся площадки, а также конечного проекта и строительства установки, такая, как 'базисные' характеристики радиационного фона и окончательные исполнительные чертежи, относящиеся к компоновке установки, трубопроводам и кабельным проходкам, должна сохраняться как информация, необходимая для снятия с эксплуатации. Дополнительные руководящие материалы, касающиеся этих требований, содержатся в [16].

Обеспечение радиационной защиты при проектировании

6.52. Для всех эксплуатационных состояний и ПА на основе последовательной программы радиационной защиты и в соответствии с целью радиационной защиты (см. пункт 205 в [1], цитируемый в пункте 2.2 настоящей публикации) при проектировании должны предусматриваться надлежащие меры для обеспечения биологической защиты, вентиляции, фильтрации и систем выдержки радиоактивного материала (таких, как баки выдержки), а также контрольно-измерительной аппаратуры для мониторинга излучения и аэрозольных радиоактивных веществ внутри и снаружи контролируемой зоны.

6.53. Значения дозы, используемые для целей проектирования, должны устанавливаться с достаточным запасом для обеспечения того, чтобы разрешенные пределы не превышались. Биологическая защита, вентиляция, фильтрация и системы выдержки реактора и связанных с ним установок должны проектироваться с учетом неопределенностей, возникающих в эксплуатационной практике и во всех эксплуатационных состояниях и ПА.

6.54. Конструкционные материалы (такие, как материалы опор, решеток и направляющих труб активной зоны), в особенности используемые вблизи активной зоны, должны тщательно выбираться с целью ограничения дозы облучения персонала в ходе эксплуатации, при проведении инспекций, испытаний и технического обслуживания и во время снятия с эксплуатации, а также при выполнении других функций. Влияние радионуклидов (например, ^{16}N , ^3H , ^{41}Ar , ^{24}Na и ^{60}Co), образующихся в результате нейтронной активации в

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

технологических системах реактора, должно соответствующим образом учитываться при обеспечении радиационной защиты людей на площадке и за ее пределами.

6.55. В проекте должны предусматриваться любые необходимые меры для разделения материалов согласно их радиологическим, физическим и химическим характеристикам для облегчения обращения с ними и для защиты работников и населения посредством контроля доступа. Это должно достигаться путем создания зон в пределах установки (в зонах надзора и контролируемых зонах) (см. Глоссарий), которые классифицируются по их потенциальной опасности. Эти зоны должны быть четко очерчены и обозначены. При необходимости поверхности должны соответствующим образом проектироваться с целью облегчения дезактивации.

6.56. Проект должен включать биологическую защиту, требующуюся не только для реактора, но также и для экспериментальных устройств и связанных с ним установок (например, для каналов выведения излучения, направляющих устройств для частиц или установок для нейтронной радиографии или бор-нейтрон-захватной терапии), и должны предусматриваться меры для установки необходимой биологической защиты, связанной с будущим использованием реактора и других источников излучения. Анализ опасностей и меры биологической защиты должны соответствующим образом учитываться в связи с использованием каналов выведения излучения и других экспериментальных устройств.

6.57. Должны быть обеспечены вентиляционные системы с соответствующей фильтрацией для использования в эксплуатационных состояниях и ПА. Для многих исследовательских реакторов вентиляционные системы с фильтрацией являются существенно важными с точки зрения выполнения функции удержания радиоактивного материала (см. пункты 6.120-6.130).

6.58. Защита и безопасность должны быть оптимизированы посредством принятия соответствующих мер при проектировании и выборе компоновки реактора и его экспериментальных устройств и установок для ограничения облучения и радиоактивного загрязнения от всех источников. Такие меры должны включать надлежащее проектирование КСЭ с целью ограничения облучения во время инспекций, испытаний и технического обслуживания, обеспечения биологической защиты от прямого и рассеянного излучения, а также обеспечения средства мониторинга и контроля доступа к реактору и его экспериментальным устройствам и установкам.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

6.59. Должны быть предусмотрены меры при проектировании, обеспечивающие обращение с радиоактивными отходами, образующимися на исследовательских реакторах. Должны предусматриваться соответствующие средства для дезактивации как персонала, так и оборудования, а также меры по обращению с радиоактивными отходами, образующимися при дезактивации.

Обеспечение физической защиты при проектировании

6.60. При проектировании должны предусматриваться меры для предотвращения любого несанкционированного входа на площадку или в помещения на площадке главным образом в целях предотвращения хищения или несанкционированного изъятия ядерного материала и саботажа.

Человеческие факторы и эргономические соображения

6.61. Человеческие факторы являются важным аспектом в обеспечении безопасности исследовательских реакторов, так как режим работы реактора часто изменяется и оператор имеет легкий доступ к активной зоне реактора и к экспериментам. Человеческие факторы и взаимодействие человек-машина должны систематически учитываться на ранней стадии проектирования и в течение всего процесса проектирования.

6.62. Ввиду гибкости, требующейся в эксплуатации исследовательского реактора, может оказаться необходимым полагаться в отношении обеспечения безопасности некоторых видов работ на административные меры контроля и процедуры. При проектировании особое внимание должно уделяться обеспечению того, чтобы в случае необходимости применения административных мер контроля и процедур такой контроль был осуществим. Административные процедуры могут включать правила эксплуатации в виде ЭПУ, основанные на проекте реактора и анализе безопасности.

6.63. Особое внимание должно уделяться человеческим факторам и применению в надлежащих случаях эргономических принципов при проектировании пункта (помещения щита) управления и реакторных систем. Оператор должен обеспечиваться четкими индикаторами и звуковыми сигналами в отношении параметров, которые являются важными для безопасности. Действия по обеспечению безопасности должны быть автоматизированы так, чтобы не требовалось немедленное реагирование оператора. Проектирование должно выполняться с таким расчетом, чтобы сводить к минимуму нагрузку, которую испытывает оператор, и уменьшать возможность ошибки человека. Ввиду таких человеческих факторов, при

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

проектировании должна приниматься во внимание необходимость применения блокировок и иерархического контроля доступа (например, ключей и паролей).

6.64. Что касается визуального представления информации и индикации на приборах и тревожных сигналов, то проектирование должно осуществляться таким образом, чтобы содействовать успешной работе оператора в условиях имеющихся ограничений по времени, при ожидаемых физических условиях окружающей среды и возможной психологической нагрузке, действующей на оператора.

Обеспечение использования и модификаций

6.65. Исследовательские реакторы являются гибкими по их характеру использования и могут находиться в различных состояниях и режимах. При проектировании особые меры предосторожности должны приниматься в отношении использования и модификации исследовательского реактора с целью обеспечения того, чтобы конфигурация реактора всегда была известна. В частности, особое внимание должно уделяться экспериментальному оборудованию, так как оно может:

- a) прямо привести к появлению опасностей, если происходит отказ в его работе;
- b) косвенно привести к появлению опасностей путем воздействия на безопасную эксплуатацию реактора;
- c) повысить опасность, создаваемую исходным событием в результате его последующего отказа и воздействия на последовательность событий.

6.66. Каждая предлагаемая модификация эксперимента или реактора, которая может иметь существенное значение для безопасности, должна проектироваться в соответствии с принципами, которые применяются к самому реактору (см. пункт 7.88 и [15]). В частности, все экспериментальные устройства должны проектироваться в соответствии с нормами, эквивалентными тем, которые применяются к самому реактору, и должны быть полностью совместимыми в плане используемых материалов, структурной целостности и обеспечения радиационной защиты. При проектировании всех экспериментальных устройств должны учитываться инвентарное количество радиоактивного материала и образование и выделение энергии.

6.67. В случаях, когда экспериментальные устройства проходят через корпус реактора, они должны проектироваться так, чтобы сохранялись средства локализации и биологической защиты реактора. Системы защиты для

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

экспериментальных устройств должны проектироваться так, чтобы они обеспечивали защиту как устройств, так и реактора.

Подбор и старение материалов

6.68. На стадии проектирования должен задаваться соответствующий запас безопасности, учитывающий ожидаемые свойства материалов в конце их полезного срока службы. Если данные о материалах отсутствуют, то должна вводиться соответствующая программа инспекций и периодических испытаний материалов, а результаты, полученные в ходе осуществления этой программы, должны использоваться для рассмотрения в надлежащие сроки соответствия проекта. Для этого при проектировании может требоваться введение контроля материалов, механические свойства которых могут изменяться в процессе эксплуатации вследствие таких факторов, как коррозия под напряжением или изменения, вызываемые воздействием радиации. Посредством подбора высокопрочных или тугоплавких материалов можно добиться повышения коэффициентов безопасности.

6.69. Чтобы обеспечить способность всех узлов, важных для безопасности, выполнять функции безопасности, при проектировании должны обеспечиваться надлежащие запасы прочности с целью учета соответствующих эффектов старения и потенциальной деградации, связанной со старением. Эффекты старения должны рассматриваться для всех эксплуатационных состояний, включая периоды технического обслуживания и останова.

6.70. Должны также предусматриваться меры для обеспечения необходимого мониторинга, испытаний, отбора проб и инспекций с целью обнаружения, оценки, предотвращения и смягчения последствий эффектов старения.

Учет длительного останова

6.71. Многие исследовательские реакторы переводят в режим останова на длительные сроки для различных целей, например, для осуществления модификаций или подготовки к снятию с эксплуатации. При проектировании должны предусматриваться меры, обеспечивающие осуществление необходимых действий во время длительных периодов останова, например, для поддержания режима, связанного с ядерным топливом, теплоносителем или замедлителем, для проведения инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания соответствующих КСЭ установки и для обеспечения физической защиты. Особое внимание должно уделяться

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

долгоживущим поглотителям нейтронов, которые могут влиять на условия возобновления эксплуатации реактора.

Анализ безопасности

6.72. Должен проводиться анализ безопасности проекта исследовательского реактора. Анализ безопасности должен включать анализ поведения реактора в случае ряда постулируемых исходных событий (таких, как нарушение функционирования или отказы оборудования, ошибки оператора или внешние события), которые могут приводить либо к ожидаемым при эксплуатации событиям, либо к аварийным условиям (см. также [7]). Результаты этих анализов должны использоваться в качестве основы для проектирования узлов, важных для безопасности, и выбора ЭПУ для реактора. При необходимости анализы должны также использоваться при разработке эксплуатационных регламентов, программ периодических испытаний и инспекций, процедур ведения учетной документации, графиков технического обслуживания и ремонта, предложений по модификациям и аварийному планированию.

6.73. Анализ безопасности должен включать:

- a) определение характеристик постулируемых исходных событий, которые соответствуют данному проекту;
- b) анализ последовательностей событий и оценку последствий постулируемых исходных событий;
- c) сравнение результатов анализа с критериями радиологической приемлемости и проектными пределами;
- d) подтверждение того, что управление ожидаемыми при эксплуатации событиями и ПА представляется возможным благодаря автоматическому срабатыванию систем безопасности в сочетании с предписываемыми действиями оператора;
- e) определение ЭПУ для нормальной эксплуатации;
- f) анализ систем безопасности и инженерно-технических средств безопасности;
- g) анализ средств локализации.

6.74. Для каждого постулируемого исходного события при проведении оценки должна учитываться качественная и количественная информация о следующем:

- a) используемые входные параметры, начальные условия, граничные условия, допущения, модели и компьютерные программы;
- b) последовательность событий и показатели работы реакторных систем;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- c) чувствительность к режимам единичного отказа и отказам по общей причине;
- d) чувствительность к человеческим факторам;
- e) анализ переходных процессов;
- f) определение повреждений;
- g) потенциальная возможность выбросов продуктов деления и радиационного облучения;
- h) определение параметров источника выброса;
- i) оценка радиологических последствий.

6.75. Для каждой рассматриваемой последовательности аварийных событий должна указываться степень, в которой требуется функционирование в условиях ПА систем безопасности и любых не вышедших из строя технологических систем. Оценка этих событий обычно производится детерминированными методами. Вероятностные методы могут использоваться в качестве дополнения к оценке. Результаты этих дополнительных анализов используются в качестве исходных данных для проектирования систем безопасности и определения их функций.

6.76. В соответствующих случаях анализ должен включать рассмотрение экспериментальных устройств в отношении как их собственных характеристик безопасности, так и их воздействия на реактор (см. [15]).

6.77. Должна проверяться применимость методов анализа.

6.78. Результаты анализа безопасности реактора, включая воздействие ожидаемых нарушений процессов и постулируемых отказов компонентов и ошибок человека (постулируемых исходных событий) и их последствия, должны использоваться в ДТОБ для оценки способности реактора контролировать такие ситуации и отказы или справляться с ними.

КОНКРЕТНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

Активная зона реактора и система управления реактивностью

Проектирование активной зоны реактора и твэлов

6.79. При проектировании тепловыделяющих элементов и сборок, отражателей и других компонентов активной зоны должны учитываться соответствующие

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

связанные с реактором в целом соображения, касающиеся нейтронных потоков, термогидравлики, механики, материалов, химии и облучения.

6.80. Должен быть проведен анализ с целью показать, что предполагаемые условия облучения и пределы (такие, как плотность ядерного деления, общее число делений в конце жизненного цикла и нейтронный флюенс) приемлемы и не будут приводить к чрезмерной деформации или набуханию тепловыделяющих элементов. Должен быть оценен ожидаемый верхний предел возможной деформации. Этот анализ должен быть подкреплен данными экспериментов и опыта, связанного с облучением. При проектировании тепловыделяющих элементов следует принимать во внимание требования, касающиеся долгосрочного обращения с облученными элементами.

6.81. При проектировании активной зоны должны рассматриваться все предполагаемые конфигурации активной зоны реактора: от начальной активной зоны до равновесной активной зоны для различных соответствующих эксплуатационных графиков.

6.82. Активная зона реактора (т.е. тепловыделяющие элементы, отражатели, геометрия канала системы охлаждения, устройства для облучения и несущие детали) должна проектироваться таким образом, чтобы соответствующие параметры сохранялись в установленных пределах при всех эксплуатационных состояниях. При проектировании должны предусматриваться меры для контроля целостности твэлов. В случае обнаружения повреждения топлива должно быть проведено исследование с целью определения неисправного тепловыделяющего элемента. Разрешенные пределы не должны превышаться (см. также пункты 7.96-7.102), и в случае необходимости реактор должен быть остановлен и неисправный тепловыделяющий элемент должен быть выгружен из активной зоны.

6.83. Активная зона реактора должна проектироваться таким образом, чтобы повреждение топлива в случае ПА удерживалось в приемлемых пределах.

6.84. Активная зона реактора, включая тепловыделяющие элементы, механизмы управления реактивностью²² и экспериментальные устройства, должна проектироваться и сооружаться таким образом, чтобы не превышались

²² Механизмы управления реактивностью – это устройства всех видов для регулирования реактивности, включая управляющие стержни, регулирующие стержни, стержни или пластины аварийного останова, а также устройства для контроля уровня замедлителя.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

допустимые проектные пределы, установленные для всех эксплуатационных состояний. При установлении этих пределов должен предусматриваться соответствующий запас, учитывающий погрешности и конструкторские допуски.

6.85. Активная зона реактора должна проектироваться таким образом, чтобы реактор можно было остановить, охладить и удерживать в подкритическом режиме с достаточным запасом при всех эксплуатационных состояниях и в случае ПА. Должна быть проведена оценка состояния реактора в случае некоторых ЗПА.

6.86. По возможности при проектировании активной зоны реактора следует использовать характеристики внутренне присущей безопасности с целью сведения к минимуму последствий аварийных условий (условий, которые создаются переходными процессами и неустойчивостями).

Система управления реактивностью

6.87. Устройство или устройства для управления реактивностью должны обеспечивать достаточную отрицательную реактивность для того, чтобы реактор можно было перевести в подкритический режим и удерживать в этом режиме при всех эксплуатационных состояниях и в условиях ПА, принимая во внимание конфигурации экспериментальных устройств с наибольшим вкладом в создание положительной реактивности. При проектировании устройств управления реактивностью должны учитываться износ и эффекты облучения, такие, как выгорание, изменение физических свойств и газообразование.

6.88. Максимальная скорость ввода положительной реактивности, допускаемая системой управления реактивностью или экспериментом, должна оговариваться и ограничиваться значениями, обоснованными в ДТОБ.

6.89. При проектировании должно быть подтверждено, что система управления реактивностью будет функционировать должным образом при всех эксплуатационных состояниях реактора и будет также сохранять свою способность осуществлять останов реактора в случае всех ПА, включая отказы самой системы управления.

Система останова реактора

6.90. В проекте должна предусматриваться по меньшей мере одна система автоматического останова. В зависимости от характеристик реактора может

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

потребоваться применение второй независимой системы останова, и оно должно соответствующим образом рассматриваться.

6.91. Эффективность, быстродействие и запас на останов²³ системы останова реактора должны быть такими, чтобы обеспечивалось соблюдение установленных пределов и условий.

6.92. Должно обеспечиваться, чтобы никакой единичный отказ в системе останова не мог препятствовать выполнению системой предписанной ей функции безопасности, когда это необходимо (например, в случае, когда наиболее реактивный стержень останова заклинило в положении выведения).

6.93. Может требоваться осуществление одного или нескольких ручных включений, обеспечивающих аварийный останов, и это должно соответствующим образом учитываться.

6.94. Должны предусматриваться контрольно-измерительные приборы и определяться проверки и испытания для обеспечения того, чтобы средства останова всегда находились в состоянии, определенном для данного режима реактора. В случае компьютеризованных цифровых систем управления реактивностью должны проводиться проверка и аттестация программного обеспечения.

Система защиты реактора

6.95. Система защиты (управляющая система безопасности) реактора должна быть автоматической и независимой от других систем. Кроме того, в качестве дополнения к системе защиты реактора должна быть предусмотрена подача вручную сигнала аварийной остановки реактора.

6.96. Система защиты реактора должна быть способной автоматически инициировать требующиеся защитные действия применительно ко всему диапазону постулируемых исходных событий в целях безопасной нейтрализации конкретного события. При обеспечении этой способности

²³ Запас на останов – это отрицательная реактивность, предусматриваемая в дополнение к отрицательной реактивности, необходимой для поддержания реактора в подкритическом режиме без ограничения по времени, когда наиболее реактивное управляющее устройство выведено из активной зоны и все эксперименты, которые могут быть перемещены или изменены в ходе эксплуатации, находятся в наиболее реактивном режиме.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

следует принимать во внимание возможное неправильное срабатывание (единичный отказ) частей системы. В некоторых случаях выполняемые вручную действия оператора могут рассматриваться в качестве достаточно надежных при условии, что:

- a) имеется достаточное время;
- b) информация надлежащим образом обработана и представлена;
- c) диагностика проста, а действие четко определено;
- d) нагрузка, которую испытывает оператор, не является чрезмерной.

6.97. Должно уделяться внимание обеспечению возможности дистанционного включения режима остановки реактора.

6.98. Система защиты реактора должна проектироваться таким образом, чтобы после срабатывания системы необходимые автоматические действия не могли быть нарушены или заблокированы действиями, выполняемыми вручную, и чтобы никакие действия, выполняемые вручную, не требовались в течение определенного короткого периода времени после аварии. Защитные действия, запущенные автоматически системой защиты реактора, должны быть спроектированы так, чтобы они доводились до своего завершения. Такие автоматические действия системы защиты реактора не должны осуществляться с самовозвратом в исходное состояние, и возврат к рабочему режиму должен требовать преднамеренных действий со стороны оператора.

6.99. Возможность обхода блокировок и выключающих устройств системы защиты реактора должна тщательно оцениваться, и в систему защиты реактора должны быть включены соответствующие средства защиты важных для безопасности блокировок и выключающих устройств от непреднамеренного обхода.

6.100. При проектировании системы защиты реактора должны применяться принципы резервирования и независимости в степени, достаточной для обеспечения того, чтобы никакой единичный отказ не мог привести к потере автоматических защитных действий. Должны использоваться такие методы проектирования, как обеспечение отказоустойчивости и неодинаковости (разнообразия) в той степени, в какой это практически осуществимо, с целью предотвращения потери функции защиты реактора. Соответствующие защитные действия должны быть спроектированы так, чтобы они запускались автоматически.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

6.101. Система защиты реактора должна проектироваться таким образом, чтобы реактор переводился в безопасный режим и оставался в этом безопасном режиме даже при возникновении в системе защиты реактора возможного отказа по общей причине (например, отказа в оборудовании или отказа вследствие старения или человеческих факторов).

6.102. Все компоненты системы защиты реактора должны допускать функциональные испытания.

6.103. При проектировании должна обеспечиваться возможность задания уставок с запасом между точкой срабатывания и пределами безопасности таким образом, чтобы действие, запущенное системой защиты реактора, было в состоянии контролировать процесс, до того как будет достигнут предел безопасности. Некоторыми из факторов, которые учитываются при определении этого запаса, являются:

- a) точность контрольно-измерительной аппаратуры;
- b) погрешности калибровки;
- c) дрейф показаний приборов;
- d) время реакции приборов и систем.

6.104. В тех случаях, когда в системе защиты реактора предполагается использовать компьютеризованную систему, в дополнение к пунктам 6.138-6.140 должны применяться следующие требования:

- a) должны использоваться высококачественные аппаратные средства и программное обеспечение и наилучшая практика;
- b) весь процесс разработки, включая контроль, испытания и внесение изменений в проект, должен подлежать систематическому документированию и рассмотрению;
- c) для подтверждения надежности компьютеризованных систем должна проводиться оценка данной компьютеризованной системы экспертами, которые являются независимыми от разработчиков проекта и поставщиков.

6.105. В случаях, когда необходимая целостность компьютеризованной системы, предназначенной для использования в системе защиты реактора, не может быть подтверждена с высокой степенью уверенности, должны предусматриваться неодинаковые (разнообразные) средства обеспечения выполнения функций защиты (например, системы с жесткой разводкой).

Система теплоносителя реактора и связанные системы

Система теплоносителя реактора

6.106. Система теплоносителя реактора должна проектироваться таким образом, чтобы обеспечивать достаточное охлаждение активной зоны реактора с приемлемым и подтвержденным запасом.

6.107. Системы, содержащие теплоноситель реактора, должны проектироваться с учетом возможности проведения испытаний и инспекций, с тем чтобы можно было обнаруживать возможное возникновение течей, быстрорастущих трещин и хрупкие разрушения. При проектировании должно уделяться внимание определению характеристик, которые обеспечивают медленное распространение любого дефекта. При необходимости может быть принята концепция нескольких (множественных) барьеров (например, система охлаждения первого контура может быть полностью размещена в бассейновом блоке или в специальной конструкции с целью решения проблем, связанных с возможными разрывами).

6.108. При проектировании водоохлаждаемых реакторов особое внимание должно уделяться предотвращению обнажения активной зоны. Должны использоваться специальные средства, такие, как проходки над активной зоной, когда это возможно, сифонные разрывы и соответствующие изолирующие устройства. Должно обеспечиваться высокое качество проектирования и изготовления наряду с обеспечением легкости проведения контроля и испытаний и резервирования, когда это целесообразно.

6.109. Граница контура теплоносителя реактора должна проектироваться таким образом, чтобы облегчалось проведение инспекций и испытаний перед эксплуатацией и в процессе эксплуатации.

6.110. Если для охлаждения активной зоны после останова требуется отдельная система, то для отвода остаточного тепла должна предусматриваться адекватная и надежная система в дополнение к системе охлаждения первого контура.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

6.111. Для реакторных систем, использующих откидные клапаны²⁴ или эквивалентные системы для охлаждения путем естественной циркуляции, для которых этот режим является частью системы безопасности (или рассматривается в качестве инженерно-технического средства безопасности), должно использоваться достаточное число резервных устройств (при применении критерия единичного отказа), включая устройства для проверки функционирования и подачи сигналов системе защиты реактора.

6.112. Система теплоносителя реактора должна обеспечивать долгосрочный надежный теплоперенос от топлива к конечному поглотителю тепла.

6.113. Если две гидравлические системы, работающие под различным давлением, взаимосвязаны, то при допущении возникновения единичного отказа либо обе эти системы должны быть спроектированы с таким расчетом, чтобы выдерживать более высокое давление, либо должны приниматься меры, исключающие превышение проектного давления в системе, работающей под более низким давлением.

6.114. Должны предусматриваться меры, обеспечивающие осуществление мониторинга и контроля свойств (например, водородного показателя pH и удельной электропроводности воды) теплоносителя реактора и/или замедлителя и удаление радиоактивных веществ, включая продукты деления, из теплоносителя.

Система аварийного охлаждения активной зоны реактора

6.115. При необходимости должна предусматриваться система аварийного охлаждения активной зоны реактора для предотвращения повреждения топлива в случае аварии с потерей теплоносителя. Должны быть определены аварии, с которыми эта система должна быть способна справляться, и должен быть проведен анализ для подтверждения того, что системы соответствуют действующим требованиям.

6.116. Система аварийного охлаждения активной зоны реактора должна быть способной поддерживать температурные параметры активной зоны в рамках установленных пределов безопасности в течение достаточного периода времени.

²⁴ Откидной (обратный) клапан – это пассивный клапан, который открывается в случае, когда поток падает ниже заданного значения, для создания контура естественной циркуляции при потере принудительной циркуляции.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

6.117. Система аварийного охлаждения активной зоны реактора должна быть способной предотвращать значительное повреждение топлива в случае аварий с потерей теплоносителя, указанных в основе проекта (т.е. в случае ПА повреждение топлива и выбросы радиоактивного материала должны удерживаться в разрешенных пределах). На случай отдельных ЗПА для охлаждения активной зоны должно рассматриваться применение специальных процедур.

6.118. Система аварийного охлаждения активной зоны реактора должна проектироваться с достаточной надежностью, с тем чтобы удовлетворять требованиям пунктов 6.35-6.43. Система должна проектироваться так, чтобы она выполняла предписанную функцию в случае любого единичного отказа в системе.

6.119. Система аварийного охлаждения активной зоны должна проектироваться таким образом, чтобы можно было проводить периодический контроль элементов и соответствующие периодические функциональные испытания для проверки функционирования.

Средства локализации

6.120. При необходимости средства локализации²⁵ должны проектироваться для обеспечения того, чтобы выброс радиоактивного материала (продукты

²⁵ Локализация – это функция удержания радиоактивного материала в пределах ядерного реактора таким образом, чтобы предотвращать или смягчать последствия его незапланированного выброса. Локализация является основной функцией безопасности, которая должна выполняться в нормальных эксплуатационных режимах, при ожидаемых при эксплуатации событиях, в случае проектных аварий и - в той степени, в какой это практически осуществимо - в случае отдельных запроектных аварий (см. [22], пункт 4.6). Функция локализации обычно реализуется посредством нескольких барьеров, окружающих основные части ядерного реактора, которые содержат радиоактивный материал (см. пункты 2.19, 6.6). В случае исследовательского реактора здание реактора является конечным барьером в обеспечении локализации. Можно рассматривать использование других сооружений (например, реакторного блока полностью закрытого исследовательского реактора) для обеспечения локализации в случаях, когда это технически осуществимо. У большинства мощных ядерных реакторов прочная конструкция, в которой размещен реактор, является конечным барьером, обеспечивающим локализацию. Такая конструкция называется конструкцией защитной оболочки или просто защитной оболочкой (контейнментом). Защитная оболочка также защищает реактор от внешних событий и обеспечивает биологическую защиту от излучений в эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

деления и продукты активации) после аварии с разрушением активной зоны не превышал приемлемых пределов. К средствам локализации могут относиться физические барьеры вокруг основных частей исследовательского реактора, содержащих радиоактивный материал. Такие барьеры должны проектироваться так, чтобы они предотвращали или смягчали последствия незапланированного выброса радиоактивного материала в эксплуатационных состояниях или в случае ПА. Барьеры для локализации обычно состоят из здания реактора и другого оборудования. Другим оборудованием могут быть: отстойники и резервуары для сбора и хранения разливов; аварийная вентиляционная система, обычно с фильтрацией; изолирующие устройства на барьерных проходках; и канал выброса, который обычно размещается на более значительной высоте.

6.121. Средства локализации должны проектироваться с достаточной надежностью, с тем чтобы удовлетворять требованиям пунктов 6.32-6.34.

6.122. В целях надежного функционирования средств локализации давление в пределах барьера должно устанавливаться на таком уровне, который будет предотвращать неконтролируемый выброс радиоактивного материала из барьерного пространства в окружающую среду. При установке этого давления должны приниматься во внимание изменения атмосферных условий (например, скорости ветра и атмосферного давления).

6.123. При проектировании средств локализации должно учитываться в соответствии с основой проекта воздействие экстремальных нагрузок (например, взрывов в пределах барьера) и условий окружающей среды в результате аварий, включая условия, являющиеся следствием внешних и внутренних событий, перечисленных в Дополнении, в зависимости от того, что применимо (например, условия пожара и связанный с ними рост локального давления).

6.124. Барьеры должны проектироваться с соответствующими запасами по наивысшим расчетным нагрузкам давления и температуры, ожидаемых в условиях ПА.

6.125. Приемлемая интенсивность выброса в условиях ПА должна определяться с учетом параметров источника выброса и других параметров, таких, как фильтрация, точка выброса, окружающие условия, а также давление и температура в условиях ПА.

6.126. Каждая проходка в барьерах должна автоматически и надежно закрываться в случае возникновения условий ПА (включая условия, могущие

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

привести к увеличению давления), в которых контроль утечек из барьера необходим для предотвращения выброса радиоактивного материала в окружающую среду сверх приемлемых пределов.

6.127. В проект должны быть включены меры, обеспечивающие возможность проведения начальных и периодических эксплуатационных испытаний для проверки скорости утечки воздуха и эксплуатационных характеристик вентиляционной системы.

6.128. Если локализация зависит от эффективности фильтров, то при необходимости должны предусматриваться меры, обеспечивающие проведение периодических проверок эффективности фильтров на месте.

6.129. Покрытия и облицовка для конструкций и элементов, выполняющих функцию локализации, должны тщательно подбираться, а способы их применения должны регламентироваться, с тем чтобы обеспечить выполнение ими функций безопасности и сводить к минимуму отрицательное влияние на другие функции безопасности в случае ухудшения состояния покрытий и облицовки.

6.130. В случае исследовательских реакторов, связанных с большими потенциальными опасностями, должно рассматриваться применение конструкции защитной оболочки для обеспечения того, чтобы в случае ПА, включая и внутренние и внешние события, любой выброс радиоактивного материала был ниже разрешенных пределов. Для смягчения последствий отдельных ЗПА должны вводиться особые процедуры.

Экспериментальные устройства

6.131. Экспериментальные устройства должны проектироваться таким образом, чтобы они не оказывали отрицательного воздействия на безопасность реактора ни в каких эксплуатационных состояниях. В частности, экспериментальное оборудование должно проектироваться таким образом, чтобы ни его эксплуатация, ни отказ в его работе не приводили к недопустимому изменению реактивности в режиме работы реактора, сокращению производительности охлаждения или недопустимому радиационному облучению.

6.132. Основа проекта должна устанавливаться для каждого экспериментального устройства, связанного прямо или косвенно с реактором. Должны учитываться инвентарное количество радиоактивного материала,

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

находящегося в экспериментальном устройстве, а также возможность образования или высвобождения энергии. Должен также выполняться анализ безопасности, включая анализ повреждения экспериментальных устройств, которое может быть вызвано постулируемыми исходными событиями на реакторе.

6.133. Если с системой защиты реактора связаны защитные устройства, они должны проектироваться так, чтобы поддерживать качество функционирования системы защиты реактора. Должна оцениваться возможность опасных взаимодействий с системой защиты реактора.

6.134. При необходимости для обеспечения безопасности реактора и безопасности эксперимента в проекте должны предусматриваться соответствующий контроль параметров экспериментов в пункте (помещении щита) управления реактора и, когда необходимо, особые средства безопасности для реакторных систем, экспериментальных устройств и любой другой связанной с ними установки, такой, как бункера, содержащие экспериментальные устройства с запасенной энергией.

6.135. В ЭПУ должны включаться требования по безопасному использованию экспериментальных устройств и требования в отношении принятия решения о том, какие устройства и эксперименты должны согласовываться с регулирующим органом. Должны разрабатываться ЭПУ и ограничительные условия безопасной эксплуатации (см. пункт 7.35) устройств и включаться при необходимости в ЭПУ исследовательского реактора. Для устройств должен разрабатываться предварительный план снятия с эксплуатации. Дополнительные руководящие материалы по безопасности экспериментальных устройств содержатся в [15].

Контрольно-измерительные приборы и системы управления

6.136. Реактор должен быть в достаточном объеме оснащен контрольно-измерительной аппаратурой для контроля функционирования собственно реактора и его технологических систем при нормальной эксплуатации и для регистрации всех параметров, важных для безопасности. Реактор должен обеспечиваться соответствующим управлением - как ручным, так и автоматическим - для поддержания параметров в пределах установленных рабочих диапазонов. Реактор должен быть снабжен достаточным числом индикаторных и регистрирующих приборов для контроля важных параметров реактора во время ожидаемых при эксплуатации событий и ПА и после них. Эта

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

контрольно-измерительная аппаратура должна соответствовать целям аварийного реагирования.

6.137. Выбор и размещение контрольно-измерительных приборов и средств индикации должны планироваться с учетом эргономических принципов таким образом, чтобы обеспечивать оператору возможность воспринимать информацию и выполнять соответствующие связанные с обеспечением безопасности действия, снижая таким путем вероятность ошибок оператора. Обычно приборы размещаются централизованно в соответственно оборудованном пункте (помещении щита) управления реактора. Соответствующие меры должны приниматься для защиты персонала, находящегося в пункте (помещении щита) управления во время ожидаемых при эксплуатации событий и аварий.

6.138. Если конструкция такова, что система, важная для безопасности, зависит от надежной работы компьютеризованной системы, должны быть разработаны и применяться на протяжении всего жизненного цикла системы надлежащие нормы и практика для разработки и испытания компьютерных аппаратных средств и программного обеспечения. В случае компьютеризованных цифровых систем приборов и управления должны проводиться проверки, аттестация и испытания программного обеспечения.

6.139. Требующийся уровень надежности должен соответствовать важности, которую данная система представляет для безопасности. Необходимый уровень надежности должен достигаться путем применения комплексной стратегии, предусматривающей использование различных вспомогательных средств (включая эффективный режим анализа и испытаний) на каждой стадии разработки системы, а также стратегии аттестации для подтверждения того, что проектные требования, предъявляемые к данной системе, выполняются. В анализе надежности должны приниматься во внимание условия, в которых оборудование будет использоваться и храниться, и воздействие возможных факторов окружающей среды (например, влажности, экстремальной температуры и электромагнитных полей).

6.140. Уровень надежности, принимаемый при проведении анализа безопасности компьютеризованной системы, должен отражать определенный консерватизм с целью учета поправки на сложность, присущую данной технологии, и, как следствие этого, - сложность проведения анализов.

6.141. При проектировании контрольно-измерительных приборов и систем управления должны предусматриваться пусковые источники нейтронов и

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

пусковые приборы специального назначения для условий, в которых они требуются. Это требование должно выполняться в отношении всех работ по вводу в эксплуатацию и после длительных остановов.

6.142. Должны предусматриваться системы звуковой и визуальной сигнализации для как можно более раннего оповещения об изменениях эксплуатационного режима реактора, которые могут повлиять на его безопасность.

6.143. Проект должен предусматривать соответствующие возможности для проведения инспекций, испытаний и технического обслуживания связанных с безопасностью контрольно-измерительных приборов.

6.144. При необходимости должен предусматриваться дополнительный пункт (помещение щита) управления, отделенный и функционально независимый от основного пункта (помещения щита) управления, в котором персонал сможет работать в случае аварийной ситуации. Должно обеспечиваться поступление в дополнительный пункт (помещение щита) управления информации о важных параметрах и о радиационной обстановке на реакторной установке и прилегающей территории. Системы, предназначенные для этой цели, должны рассматриваться в качестве связанных с безопасностью систем.

Системы радиационной защиты

6.145. Для исследовательских реакторов должны предусматриваться системы радиационной защиты, обеспечивающие адекватный мониторинг для целей радиационной защиты в эксплуатационных состояниях, в случае ПА и по мере возможности ЗПА, включающие:

- a) стационарные измерители мощности дозы для контроля локальной мощности дозы излучения в местах, где обычно находится персонал, а также в других местах (например, в зонах каналов выведения излучения), где могут быть изменения уровней излучения;
- b) стационарные измерители мощности дозы для индикации общего уровня излучения в надлежащих местах в случае ожидаемых при эксплуатации событий, ПА и по возможности ЗПА;
- c) приборы для измерения активности радиоактивных веществ в воздухе в местах, где обычно находится персонал и где существует вероятность того, что уровень содержания радиоактивных аэрозолей может потребовать принятия защитных мер;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- d) стационарное оборудование и лаборатории для определения концентрации отдельных радиоизотопов в технологических системах, содержащих жидкость, и в пробах воздуха и жидкости, отбираемых из установок исследовательского реактора или окружающей среды в эксплуатационных состояниях, ПА и по возможности ЗПА;
- e) стационарное оборудование для дозиметрического контроля сбросов до и во время их выпуска в окружающую среду;
- f) устройства для измерения радиоактивного поверхностного загрязнения;
- g) установки и оборудование, необходимые для измерения уровней доз и радиоактивного загрязнения персонала;
- h) радиационный контроль на воротах и в других возможных пунктах выхода из помещения установки для обнаружения радиоактивного материала, выносимого или вывозимого из здания реактора без разрешения или в результате незамеченного загрязнения.

6.146. При необходимости упомянутые выше приборы должны использоваться таким образом, чтобы обеспечивать соответствующую индикацию в пункте (помещении щита) управления и других соответствующих командных пунктах во всех эксплуатационных состояниях, ПА и по возможности ЗПА.

6.147. Должны приниматься меры для предотвращения распространения радиоактивного загрязнения посредством применения соответствующих систем контроля (см. также пункты 7.72-7.78).

6.148. В дополнение к дозиметрическому контролю на установке должно также обеспечиваться определение при необходимости радиологических последствий для местности, прилегающей к установке.

Системы для обращения с топливом и его хранения

6.149. В проекте должны предусматриваться меры для безопасного обращения со свежим и с облученным топливом и для его безопасного хранения.

6.150. В проекте должны предусматриваться меры для обеспечения хранения достаточного числа отработавших тепловыделяющих элементов. Эти меры должны соответствовать программам по управлению активной зоной и удалению тепловыделяющих элементов с установки и требованиям, установленным в пункте 6.154, а также документально зафиксированным ограничительным условиям для обеспечения безопасной эксплуатации и

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

требованиям по периодическим испытаниям, указанным в эксплуатационных пределах и условиях и кратко изложенным в ДТОБ (см. пункт 7.35).

6.151. В проекте должны предусматриваться меры для обеспечения безопасной разгрузки активной зоны в любое время.

6.152. В соответствующих случаях при проектировании должны учитываться последствия хранения облученного топлива в течение длительного периода времени.

6.153. Системы для обращения со свежим и с облученным топливом и для его хранения должны проектироваться с таким расчетом, чтобы:

- a) предотвращать случайное возникновение критичности с помощью физических средств, таких, как использование соответствующей геометрии и фиксированных поглотителей;
- b) иметь возможность проводить периодические инспекции и испытания;
- c) сводить к минимуму вероятность утраты или повреждения топлива;
- d) предотвращать возможность случайного падения тяжелых предметов на топливо;
- e) иметь возможность хранить тепловыделяющие элементы с предполагаемыми или обнаруженными дефектами;
- f) обеспечивать радиационную защиту;
- g) обеспечивать средства для контроля химического состава и активности среды хранения;
- h) обеспечивать физическую защиту от хищения и саботажа;
- i) предотвращать возможность появления неприемлемых уровней напряжения в тепловыделяющих элементах;
- j) определять отдельные тепловыделяющие элементы.

6.154. Системы для обращения с облученным топливом и для его хранения должны проектироваться с таким расчетом, чтобы обеспечивать необходимый отвод тепла в эксплуатационных состояниях и ПА.

Системы электроснабжения

6.155. Должна быть определена проектная основа для систем нормального и аварийного электроснабжения. В эту основу проекта должно быть включено обеспечение наличия надежных источников электроснабжения для выполнения важнейших функций (например, системы защиты реактора, системы охлаждения, системы радиационной защиты, связи, физической защиты,

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

контрольно-измерительных приборов, аварийного освещения и аварийной вентиляции) в случае ПА.

6.156. Должно уделяться внимание необходимости использования источников бесперебойного электроснабжения.

6.157. Для важных для безопасности систем должно рассматриваться применение системы аварийного электроснабжения, обладающей достаточной надежностью, с целью обеспечения, при необходимости, аварийного электроснабжения.

6.158. Должен быть определен и обоснован как приемлемый максимально допустимый период отключения источников электроснабжения переменного и постоянного тока.

6.159. При проектировании системы аварийного электроснабжения должны учитываться требования в отношении пусковой нагрузки различных узлов оборудования, обслуживаемого этой системой.

6.160. В проекте должны предусматриваться соответствующие средства испытания функциональной способности системы аварийного энергоснабжения.

6.161. При выборе и прокладке электрических и сигнальных кабелей должны рассматриваться механизмы отказа по общей причине, такие, как электрические помехи и пожар, и должны использоваться соответствующие решения (например, разделение, резервирование или применение соответствующих материалов).

Системы обращения с радиоактивными отходами

6.162. Проектирование и эксплуатация (см. пункт 7.106) исследовательского реактора должны осуществляться таким образом, чтобы сводилось к минимуму образование радиоактивных отходов. Системы обращения с радиоактивными отходами должны включать соответствующие средства регулирования и контроля, обеспечивающие удержание выбросов на разумно достижимом низком уровне и ниже разрешенных пределов.

6.163. При проектировании должно рассматриваться применение соответствующих средств, таких, как системы биологической защиты и

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

выдержки с целью сокращения облучения персонала и радиоактивных выбросов в окружающую среду.

6.164. При проектировании должны предусматриваться соответствующие средства измерения выбросов в окружающую среду, например, путем отбора проб и дозиметрии радиоактивных сбросов.

6.165. В проекте при необходимости должны предусматриваться средства для обращения с радиоактивными отходами, их сбора, обработки, хранения, удаления с площадки и захоронения. В случае обращения с жидкими радиоактивными отходами должны предусматриваться средства для обнаружения утечек и при необходимости утилизации отходов.

6.166. Должны предусматриваться системы для обращения с твердыми или концентрированными радиоактивными отходами и для их хранения на площадке в течение разумного срока.

Здания и конструкции

6.167. Здания и конструкции, важные с точки зрения безопасности, должны проектироваться с учетом всех эксплуатационных состояний, ПА и возможности ЗПА. Однако они сами могут представлять собой инженерно-технические средства обеспечения безопасности, для которых особые проектные требования излагаются в пунктах 6.32-6.34.

6.168. Здания и конструкции, важные с точки зрения безопасности, должны проектироваться с таким расчетом, чтобы они удерживали уровни излучения и радиоактивные выбросы на площадке и за ее пределами на разумно достижимом низком уровне и ниже разрешенных пределов во всех эксплуатационных состояниях и в случае ПА.

6.169. Требуемая степень герметичности здания реактора или других зданий и конструкций, содержащих радиоактивный материал, и требования к вентиляционной системе должны определяться в соответствии с анализом безопасности реактора и его использованием.

Вспомогательные системы

6.170. Отказ в работе любой вспомогательной системы, независимо от ее важности для безопасности, не должен ставить под угрозу безопасность реактора. Для предотвращения выброса радиоактивного материала в

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

окружающую среду в случае отказа в работе вспомогательной системы, содержащей радиоактивный материал, должны приниматься надлежащие меры.

6.171. При необходимости в целях обеспечения безопасности исследовательского реактора и связанных с ним установок должны предусматриваться соответствующие системы связи.

7. ЭКСПЛУАТАЦИЯ²⁶

ОРГАНИЗАЦИОННЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Структура и обязанности эксплуатирующей организации

7.1. Эксплуатирующая организация должна устанавливать соответствующую структуру управления исследовательским реактором и должна обеспечивать наличие всех инфраструктур, необходимых для осуществления эксплуатации реактора. Организация, осуществляющая эксплуатацию реактора (административное руководство реактора²⁷), должна иметь в своем составе руководителя (начальника) реактора и эксплуатационный персонал. Эксплуатирующая организация должна обеспечивать адекватное выполнение всех функций, касающихся обеспечения безопасной эксплуатации и безопасного использования исследовательской реакторной установки, таких, как инспекции, периодические испытания и техническое обслуживание, радиационная защита, обеспечение качества и соответствующие вспомогательные услуги.

²⁶ Эксплуатация включает все виды работ, выполняемых для достижения цели, для которой ядерный исследовательский реактор был разработан и построен или модифицирован. Сюда входят техническое обслуживание, испытания и инспекций; обращение с топливом и обращение с радиоактивным материалом, в том числе производство радиоизотопов; монтаж, испытания и эксплуатация экспериментальных устройств; использование нейтронных пучков; использование систем исследовательских реакторов для выполнения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ и обучения и подготовки кадров; и другая связанная с этим деятельность.

²⁷ Административное руководство реактора состоит из сотрудников эксплуатирующей организации, на которых возложена ответственность и полномочия в отношении управления эксплуатацией исследовательской реакторной установки.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

7.2. Эксплуатирующая организация должна нести общую ответственность за безопасность исследовательского реактора, которая не должна делегироваться. Руководитель (начальник) реактора должен нести прямую ответственность за безопасную эксплуатацию исследовательского реактора и иметь необходимые для этого полномочия. Вместе с тем регулирующий орган должен сохранять за собой право запрещать выполнение некоторых работ или требовать их пересмотра, если он считает это необходимым. Должна быть установлена система для рассмотрения нарушений нормальной эксплуатации и представления отчетов о них.

7.3. Эксплуатирующая организация должна устанавливать функции и обязанности ключевых должностей в организации, осуществляющей эксплуатацию реактора. В частности, эксплуатирующая организация должна четко устанавливать полномочия и линии связи между руководителем (начальником) реактора, комитетом(ами) по безопасности, группой радиационной защиты, группами технического обслуживания, специалистами по обеспечению качества и экспериментаторами.

7.4. Эксплуатирующая организация должна определять должности, которые требуют наличия соответствующих лицензий или свидетельств, и должна обеспечивать надлежащую подготовку персонала в соответствии с требованиями регулирующего органа (см. также пункты 7.11-7.27). В частности, руководитель (начальник) реактора, начальники смены и операторы реактора должны иметь лицензии или сертификаты, выданные соответствующим органом.

7.5. Эксплуатирующая организация должна устанавливать и осуществлять программу радиационной защиты для обеспечения того, чтобы все виды деятельности, включающие радиационное облучение или потенциальное облучение, планировались, контролировались и выполнялись для достижения целей, изложенных в пунктах 7.93-7.107. В частности, эксплуатирующая организация должна обеспечивать принятие адекватных мер для обеспечения защиты от радиологических опасностей в результате осуществления проектов по использованию и осуществлению модификаций реактора (см. также пункты 7.85-7.92).

7.6. Эксплуатирующая организация должна нести общую ответственность за подготовку и удовлетворительное выполнение программы ввода в эксплуатацию (см. пункты 7.42-7.50).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

7.7. Эксплуатирующая организация должна готовить и выпускать спецификации и процедуры, в частности, касающиеся закупки, загрузки, использования, выгрузки, хранения, перемещений и испытаний топлива, компонентов активной зоны и другого свежего или облученного делящегося материала.

7.8. На стадии эксплуатации исследовательского реактора эксплуатирующая организация должна ознакомиться с проектами по снятию с эксплуатации, имеющимися на аналогичных исследовательских реакторах, с тем чтобы упростить оценку сложности и затрат, связанных с окончательным снятием с эксплуатации своего реактора. Перед снятием с эксплуатации эксплуатирующая организация должна подготовить детальный план обеспечения безопасности в период проведения работ по снятию с эксплуатации.

7.9. Эксплуатирующая организация должна готовить периодические краткие отчеты по вопросам, касающимся безопасности, как это требует регулирующий орган, и должна представлять эти отчеты по требованию комитету по безопасности и регулирующему органу.

7.10. На эксплуатирующую организацию должна возлагаться ответственность за обеспечение того, чтобы:

- a) проект позволял безопасно эксплуатировать реактор и реактор был построен в соответствии с утвержденным проектом;
- b) подготавливалась и обновлялась соответствующая ДТОБ;
- c) процесс ввода в эксплуатацию подтверждал выполнение проектных требований и возможность эксплуатации реактора в соответствии с проектом;
- d) была разработана и осуществлялась программа радиационной защиты;
- e) устанавливались и осуществлялись аварийные процедуры;
- f) эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реактора производились обладающими соответствующей квалификацией и опытными специалистами в соответствии с требованиями безопасности;
- g) персонал, отвечающий за вопросы, связанные с безопасной эксплуатацией, имел соответствующую подготовку, и разрабатывалась, осуществлялась, обновлялась и периодически рассматривалась для проверки эффективности программа по подготовке и переподготовке кадров (см. также пункты 7.27 и 7.28);
- h) во время эксплуатации имелись в распоряжении соответствующие технические средства и службы;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- i) информация о подлежащих регистрации инцидентах, включая любые оценки таких событий и предполагаемых корректирующих мер, передавалась регулирующему органу;
- j) в организации развивалась культура безопасности с целью обеспечения положения, при котором отношение к делу персонала и действия и взаимодействие всех отдельных лиц и организаций способствуют безопасной эксплуатации (см. пункты 2.11-2.14);
- к) была разработана и осуществлялась (см. пункты 2.21 и 4.5-4.13) соответствующая программа обеспечения качества (см. сноску 14);
- l) административное руководство реактора располагало достаточными полномочиями и ресурсами, обеспечивающими ему эффективное выполнение его обязанностей;
- m) эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реактора проводились в соответствии с ЭПУ и эксплуатационными регламентами (см. пункты 7.29-7.41 и 7.51-7.55);
- n) используемые или производимые делящиеся и радиоактивные материалы находились под контролем;
- o) внимательно изучался эксплуатационный опыт, включая информацию об опыте эксплуатации на аналогичных исследовательских реакторах, с целью выявления любых предшествующих признаков, указывающих на неблагоприятные для безопасности тенденции, для того чтобы можно было принять корректирующие меры до возникновения серьезных неблагоприятных условий и предотвратить их повторение.

Эксплуатационный персонал

7.11. Эксплуатирующая организация должна возлагать на руководителя (начальника) реактора прямую ответственность за безопасную эксплуатацию исследовательского реактора и наделять его полномочиями для этого. Основные должностные обязанности начальника реактора должны включать осуществление этой ответственности (см. пункт 7.2). Начальник реактора должен нести общую ответственность за все аспекты эксплуатации, инспектирования, периодических испытаний и технического обслуживания, а также использования и модификации реактора.

7.12. Руководитель (начальник) реактора должен четко и в документальной форме устанавливать должностные обязанности, функции, необходимый опыт и требования к квалификации эксплуатационного персонала с указанием каналов связи между сотрудниками. Для другого персонала, участвующего в эксплуатации или использовании реактора (например, персонала технической поддержки и экспериментаторов), должны быть также четко и в

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

документальной форме установлены должностные обязанности, функции и каналы связи.

7.13. Руководитель (начальник) реактора должен устанавливать минимальные требования к укомплектованию персоналом для выполнения различных работ, необходимых для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательского реактора во всех эксплуатационных состояниях. В эти требования включаются данные как по численности сотрудников, так и по должностным обязанностям, возлагаемым на них. Должно быть четко определено лицо, на которое возлагается ответственность за постоянное осуществление непосредственного надзора за эксплуатацией реактора. Должно также обеспечиваться наличие персонала, необходимого для работы в аварийных условиях.

7.14. Руководитель (начальник) реактора должен нести ответственность за обеспечение подготовки и переподготовки принимаемого на работу эксплуатационного персонала реактора, необходимой для безопасной и эффективной эксплуатации реактора, а также за проведение соответствующих оценок этой подготовки и переподготовки кадров. Должно проводиться соответствующее обучение в отношении использования процедур, которые надлежит выполнять как при эксплуатационных состояниях, так и в аварийных условиях (см. пункты 7.51-7.55).

7.15. Несмотря на наличие независимого персонала службы радиационной защиты (см. пункт 7.22), эксплуатационный персонал, включая персонал технической поддержки и экспериментаторов, должен проходить соответствующую подготовку по вопросам радиационной защиты.

7.16. Детальная программа эксплуатации и экспериментального использования исследовательского реактора должна готовиться заблаговременно и утверждаться руководителем (начальником) реактора.

7.17. Руководитель (начальник) реактора должен нести ответственность за все работы, связанные с управлением активной зоной и обращением с топливом и любым другим делящимся материалом, и должен обеспечивать организацию этих работ.

7.18. Руководитель (начальник) должен периодически проводить рассмотрение вопросов эксплуатации исследовательского реактора, включая эксперименты, и должен применять соответствующие корректирующие меры в отношении любых выявленных проблем. Руководитель (начальник) должен обращаться за консультациями к комитету по безопасности или должен приглашать

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

консультантов для рассмотрения важных вопросов безопасности, возникающих при вводе в эксплуатацию, эксплуатации, инспектировании, периодических испытаниях и техническом обслуживании, а также осуществлении модификаций реактора и экспериментов.

7.19. Эксплуатационный персонал должен эксплуатировать установку в соответствии с утвержденными ЭПУ и эксплуатационными регламентами (см. пункты 7.29-7.41 и 7.51-7.55). Численность и специализация необходимого эксплуатационного персонала зависят от проектных характеристик реактора, таких, как уровень мощности, рабочий цикл (режим эксплуатации) и использование.

7.20. Каждый оператор реактора, имеющий лицензию или соответствующее разрешение, должен иметь полномочия на остановку реактора в интересах обеспечения безопасности.

7.21. Эксплуатирующая организация должна создавать группу технического обслуживания для осуществления программы инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания, как указано в пунктах 7.56-7.64. На некоторых исследовательских реакторах начальник смены и операторы реактора имеют соответствующую подготовку для выполнения этих работ.

Персонал службы радиационной защиты

7.22. Должна создаваться группа радиационной защиты с целью подготовки и осуществления программы радиационной защиты и консультирования административного руководства реактора и эксплуатирующей организации по вопросам, касающимся радиационной защиты. Эти вопросы обсуждены в пунктах 7.93-7.107.

Дополнительный вспомогательный персонал

7.23. Эксплуатирующая организация должна предусматривать дополнительный технический персонал, включающий инструкторов, сотрудников по безопасности и реакторных химиков.

7.24. Эксплуатирующая организация должна принимать меры, обеспечивающие получение помощи от персонала подрядчика, когда это необходимо.

Комитет по безопасности

7.25. Комитет по безопасности, консультирующий руководителя (начальника) реактора (см. пункт 4.15), выносит решения по вопросам безопасности, которые представляются ему на рассмотрение руководителем (начальником) реактора. В частности, комитет по безопасности должен рассматривать вопросы адекватности и безопасности предлагаемых экспериментов и модификаций и должен обеспечивать руководителя (начальника) реактора рекомендациями относительно соответствующих действий. (См. также пункты 4.15 и 7.18.)

7.26. Несмотря на решение комитета по безопасности, руководитель (начальник) реактора (см. пункт 7.15) должен иметь полномочия отказаться от выполнения или отсрочить осуществление эксперимента или модификации, которую он считает небезопасной, и должен передать такое предложение в более высокую инстанцию для дополнительного рассмотрения.

ПОДГОТОВКА, ПЕРЕПОДГОТОВКА И КВАЛИФИКАЦИЯ

7.27. Для эксплуатационного персонала, включая руководителя (начальника) реактора, начальников смены, операторов реактора, персонал, занимающийся вопросами радиационной защиты, обслуживающий персонал, специалистов по обеспечению качества и других лиц, работающих на исследовательской реакторной установке, должны быть созданы программы подготовки и переподготовки кадров. Регулярная подготовка и переподготовка кадров должна обеспечиваться с целью постоянного повышения уровня знаний и квалификации персонала.

7.28. Должны быть введены процедуры для аттестации подготовки с целью проверки эффективности подготовки и квалификации персонала.

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ПРЕДЕЛЫ И УСЛОВИЯ

Общие положения

7.29. Должен быть разработан и представлен регулирующему органу для рассмотрения и оценки перечень ЭПУ, важных для безопасности реактора, включая пределы безопасности, уставки системы безопасности, ограничительные условия безопасной эксплуатации, требования в отношении

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания и административные требования.

7.30. ЭПУ должны использоваться для обеспечения основы безопасной эксплуатации исследовательского реактора. ЭПУ должны разрабатываться для каждой стадии жизненного цикла реактора (например, ввода в эксплуатацию и эксплуатации). Эксплуатационный персонал должен соблюдать ЭПУ в течение всего жизненного цикла реактора.

7.31. ЭПУ должны надлежащим образом выбираться, четко устанавливаться и соответствующим образом обосновываться (например, путем четкого указания для всех ЭПУ их цели, применимости и спецификации; т.е. установленного предельного значения и его основы). Выбор ЭПУ и их значений должен базироваться на ДТОБ, на конструкции реактора или на аспектах, касающихся осуществления эксплуатации, и должен обоснованно соответствовать ДТОБ, отражающей состояние реактора на данный момент.

Пределы безопасности

7.32. Пределы безопасности должны устанавливаться для сохранения целостности физических барьеров, которые обеспечивают защиту от неконтролируемого выброса радиоактивного материала. Во многих исследовательских реакторах первый и основной физический барьер – это оболочка топливного материала. В других реакторах основным физическим барьером является граница первого контура.

7.33. Пределы безопасности должны устанавливаться для таких важных параметров, как температура и другие измеряемые параметры процесса, которые могут воздействовать на целостность барьера и которые легко поддаются измерению и контролю.

Уставки системы безопасности

7.34. Для каждого параметра, для которого требуется предел безопасности, и для других важных параметров, связанных с безопасностью, должна предусматриваться система, которая контролирует параметр и подает сигнал, который может использоваться в автоматическом режиме для предупреждения о превышении параметром установленного предела. Точка для этого защитного действия, которая обеспечивает минимальный приемлемый запас безопасности, представляет собой уставку системы безопасности. Этот запас безопасности

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

будет учитывать, в частности, переходные режимы системы, время реакции оборудования и погрешности измерительных приборов.

Ограничительные условия безопасной эксплуатации

7.35. Ограничительные условия безопасной эксплуатации – это условия, установленные для обеспечения приемлемых запасов между нормальными эксплуатационными значениями и уставками системы безопасности. Введение ограничительных условий безопасной эксплуатации имеет целью исключение нежелательного частого срабатывания систем безопасности. Ограничительные условия безопасной эксплуатации должны включать пределы эксплуатационных параметров, минимальные потребности в оборудовании, пригодном для эксплуатации, и численности персонала, а также предписываемые действия, которые надлежит выполнять эксплуатационному персоналу для сохранения параметров настройки системы безопасности.

Требования в отношении инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания

7.36. Должны быть установлены требования в отношении частоты проведения и масштаба инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания, проверок эксплуатационной готовности и калибровок всех узлов, важных для безопасности, с целью обеспечения соблюдения уставок системы безопасности и ограничительных условий безопасной эксплуатации.

7.37. Требования в отношении инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания должны включать спецификацию, в которой четко указываются применимость, частота проведения и допустимые отклонения. В целях обеспечения эксплуатационной гибкости спецификация частоты проведения должна указывать средние интервалы с максимумом, который не может быть превышен.

Административные требования

7.38. ЭПУ должны включать административные требования или меры контроля, касающиеся организационной структуры и обязанностей ключевых должностей в отношении безопасной эксплуатации реактора, укомплектования персоналом, подготовки и переподготовки персонала установки, процедур рассмотрения и проверки, модификаций, экспериментов, протоколов и отчетов и требующихся мер после нарушения ЭПУ.

Нарушения ЭПУ

7.39. Если эксплуатация реактора отклоняется от одного или нескольких ЭПУ, должны приниматься корректирующие меры, и регулирующий орган должен быть уведомлен об этом.

7.40. Должны быть предписаны меры, которые надлежит принимать эксплуатационному персоналу в пределах допустимого времени в случае нарушения ограничительного условия безопасной эксплуатации. Административное руководство реактора должно проводить расследование причин и последствий и должно принимать соответствующие меры с целью предотвращения повторений подобных событий. Регулирующий орган должен быть своевременно уведомлен об этом.

7.41. Если предел безопасности не соблюдается, реактор должен быть остановлен и поддерживаться в безопасном режиме. В случае таких обстоятельств регулирующий орган должен быть оперативно уведомлен о случившемся, эксплуатирующая организация должна провести расследование причин и регулирующему органу должен быть представлен отчет для проведения оценки до возобновления эксплуатации реактора.

ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ

Программа ввода в эксплуатацию

7.42. Для подтверждения соответствия проектным целям и соблюдения критериев эффективности функционирования должна быть подготовлена соответствующая программа ввода в эксплуатацию, предусматривающая испытания элементов и систем реактора после его сооружения или модификации. В программе ввода в эксплуатацию должны быть определены организация, осуществляющая работы по вводу в эксплуатацию, ее обязанности, стадии ввода в эксплуатацию, соответствующие испытания КСЭ с учетом их важности для безопасности, графики проведения испытаний, процедуры ввода в эксплуатацию и соответствующие отчеты, методы рассмотрения и проверки, работы по устранению недостатков и отклонений и требования в отношении документации.

7.43. Во время ввода в эксплуатацию реактора надлежащее внимание должно уделяться экспериментальным устройствам.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

7.44. Программа ввода в эксплуатацию должна представляться комитету по безопасности и регулирующему органу для соответствующего рассмотрения и оценки до начала ее осуществления.

Организация и обязанности

7.45. Эксплуатирующая организация, разработчики проекта и изготовители должны участвовать в подготовке и осуществлении программы ввода в эксплуатацию. Процесс ввода в эксплуатацию должен включать сотрудничество между эксплуатирующей организацией и поставщиком в качестве эффективного средства ознакомления эксплуатирующей организации с характеристиками данного реактора. В течение всего процесса ввода в эксплуатацию между регулирующим органом и эксплуатирующей организацией должна поддерживаться тесная связь. В частности, результаты и данные анализа испытаний, непосредственно влияющих на безопасность, должны передаваться комитету по безопасности и регулирующему органу для рассмотрения и при необходимости утверждения.

Испытания и этапы работ при вводе в эксплуатацию

7.46. Испытания, проводимые при вводе в эксплуатацию, должны группироваться по функциональному признаку с соблюдением логической последовательности. Эта последовательность включает предэксплуатационные испытания, испытания с достижением начальной критичности, испытания в режиме малой мощности, а также испытания в режиме нарастания мощности и испытания при работе на мощности. Любая серия испытаний не должна осуществляться до тех пор, пока не будут успешно завершены необходимые предыдущие этапы. Программа ввода в эксплуатацию, следовательно, должна быть разделена на этапы, которые обычно соответствуют указанной ниже последовательности:

- этап А: испытания до загрузки топлива;
- этап В: испытания с загрузкой топлива, испытания с достижением начальной критичности и испытания в режиме малой мощности;
- этап С: испытания в режиме нарастания мощности и испытания при работе на мощности.

Процедуры ввода в эксплуатацию и отчеты

7.47. Для каждого этапа ввода в эксплуатацию до начала испытаний на данном этапе должны быть подготовлены, рассмотрены и утверждены процедуры.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Работы по вводу в эксплуатацию должны выполняться в соответствии с утвержденными процедурами, составленными в письменной форме. В случае необходимости процедуры должны включать контрольные точки для оповещения и участия комитета по безопасности, внешних учреждений, изготовителей и регулирующего органа.

7.48. Программа ввода в эксплуатацию должна включать положения и процедуры для проверок, рассмотрений и контроля, предназначенных для обеспечения того, чтобы программы выполнялись в соответствии с планом и чтобы ее цели были полностью достигнуты. Должны также предусматриваться меры для решения вопросов, связанных с любым отклонением или нарушением, выявленным во время испытаний при вводе в эксплуатацию.

7.49. Документация, в которой указываются масштабы, последовательность и ожидаемые результаты этих испытаний, должна готовиться с соответствующей детализацией и в соответствии с требованиями по обеспечению качества. В отчетах следует приводить данные о:

- a) цели испытаний и ожидаемых результатах;
- b) мерах по обеспечению безопасности, которые необходимо применять во время проведения испытаний;
- c) мерах предосторожности и предварительных условиях;
- d) процедурах испытаний;
- e) протоколах испытаний, включая сводку собранных данных и их анализ, об оценке результатов, описании дефектов, если они выявлены, и любых необходимых корректирующих мерах.

7.50. Результаты всех испытаний, проведенных в процессе ввода в эксплуатацию, независимо от того, получены ли они работником эксплуатирующей организации или поставщиком, должны предоставляться в распоряжение эксплуатирующей организации и должны сохраняться в течение всего жизненного цикла установки.

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ПРОЦЕДУРЫ

7.51. Эксплуатационные процедуры (регламенты) должны разрабатываться для всех связанных с безопасностью работ, которые могут выполняться в течение всего жизненного цикла установки, включая:

- a) ввод в эксплуатацию;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- b) эксплуатацию во всех эксплуатационных состояниях и в соответствующих случаях загрузку, выгрузку и перемещение в пределах реактора тепловыделяющих элементов и сборок или других компонентов активной зоны и отражателя, в том числе экспериментальных устройств;
- c) техническое обслуживание основных узлов или систем, которые могут влиять на безопасность реактора;
- d) периодические проверки, калибровки и испытания КСЭ, существенно важные для безопасной эксплуатации реактора;
- e) деятельность по радиационной защите;
- f) процесс рассмотрения и утверждения эксплуатации и технического обслуживания и выполнение операций по облучению и экспериментов, которые могут влиять на безопасность реактора или реактивность активной зоны;
- g) ответные действия оператора реактора в случае ожидаемых при эксплуатации событий и ПА и по возможности ЗПА;
- h) противоаварийные меры²⁸;
- i) физическую защиту;
- j) обращение с радиоактивными отходами и мониторинг и контроль радиоактивных выбросов;
- k) инспекции, периодические испытания и техническое обслуживание реактора и его вспомогательных систем, когда это необходимо, в течение длительных периодов останова реактора;
- l) использование;
- m) модификации;
- n) деятельность административного характера, которая может влиять на безопасность (например, контроль, связанный с посетителями);
- o) обеспечение качества.

7.52. Эксплуатационные процедуры (регламенты) должны разрабатываться эксплуатационным персоналом реактора по возможности в сотрудничестве с разработчиком проекта и изготовителем и с другим персоналом эксплуатирующей организации, включая персонал, занимающийся вопросами радиационной защиты. Эксплуатационные процедуры (регламенты) должны соответствовать ЭПУ и облегчать их соблюдение, а также должны подготавливаться в соответствии с общей процедурой обеспечения качества, которая определяет формат, разработку, рассмотрение и контроль таких процедур. Они должны рассматриваться независимым образом (например,

²⁸ Во многих случаях аварийные процедуры разрабатываются в рамках отдельного плана аварийных мероприятий (см. пункты 7.72–7.78).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

комитетом по безопасности) и утверждаться начальником (руководителем) реактора.

7.53. Эксплуатационные процедуры (регламенты) должны периодически рассматриваться и обновляться на основе уроков, извлеченных из опыта использования процедур или, в случае необходимости, в соответствии с установленными внутренними процедурами. Документация по ним должна быть в распоряжении в связи с конкретными операциями по эксплуатации реактора.

7.54. Весь персонал, участвующий в эксплуатации и использовании реактора, должен иметь надлежащую подготовку по вопросам использования этих процедур в соответствующем случае.

7.55. В тех случаях, когда планируется выполнение работ, которые не предусмотрены существующими процедурами, до начала эксплуатации должна быть разработана и рассмотрена соответствующая процедура, а также должно быть получено соответствующее разрешение на ее использование. Должно быть проведено дополнительное обучение соответствующего персонала по вопросам применения этих процедур.

ИНСПЕКЦИИ, ПЕРИОДИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ И ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ

7.56. Инспекции, периодические испытания и техническое обслуживание должны проводиться с целью обеспечения способности КСЭ функционировать в соответствии с проектными целями и требованиями, в соответствии с ЭПУ и в соответствии с целями обеспечения долгосрочной безопасности реактора. В данном контексте термин 'техническое обслуживание' включает как профилактические, так и корректирующие меры.

7.57. Должны быть документально оформлены программы, основанные на ДТОБ, для проведения инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания реакторного оборудования, особенно всех узлов, важных для безопасности. Эти программы должны обеспечивать, чтобы уровень безопасности не снижался во время их выполнения. Программы проведения инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания должны регулярно рассматриваться с целью учета уроков, извлеченных из опыта. Все инспекции, периодические испытания и техническое обслуживание систем или узлов, важных для безопасности, должны выполняться в соответствии с

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

утвержденными процедурами, составленными в письменной форме. В процедурах должны быть указаны меры, которые надлежит принимать в случае любых отклонений от нормальной конфигурации реактора, и они должны включать положения, касающиеся восстановления нормальной конфигурации после завершения работ. Для выполнения инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания должна использоваться система разрешений на выполнение работ в соответствии с требованиями по обеспечению качества, включающая соответствующие поверочные процедуры до и после проведения работ. Эти процедуры должны включать критерии приемлемости. Должна быть предусмотрена четкая система рассмотрения и утверждения выполнения работ.

7.58. Нерегламентные инспекции или восстановительное техническое обслуживание систем или узлов, важных для безопасности, должны выполняться в соответствии со специально разработанными планами и процедурами. Инспекции в процессе эксплуатации, проводимые для целей безопасности и на программной основе, должны выполняться аналогичным образом.

7.59. Решение о проведении работ по техническому обслуживанию на установленном оборудовании, о выводе оборудования из эксплуатации для целей технического обслуживания или о проведении работ по монтажу оборудования по окончании технического обслуживания должно:

- a) быть предметом общей ответственности руководителя (начальника) реактора;
- b) соответствовать цели поддержания уровня безопасности реактора в рамках установленных ЭПУ.

7.60. Частота проведения инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания отдельных КСЭ должна корректироваться с учетом опыта и быть такой, чтобы обеспечивался достаточный уровень надежности в соответствии с требованиями, изложенными в пункте 6.35.

7.61. Оборудование и системы, используемые для периодических испытаний и технического обслуживания, должны быть определены и контролироваться в целях обеспечения их надлежащего использования.

7.62. Техническое обслуживание не должно выполняться таким образом, чтобы приводить к преднамеренным или неумышленным изменениям конструкции обслуживаемой системы. Если работы по техническому обслуживанию требуют

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

внесения изменения в конструкцию, должны соблюдаться процедуры для осуществления модификации.

7.63. Результаты инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания должны оценивать специалисты, имеющие соответствующую квалификацию, которые должны проводить проверку того, что работы выполнены в соответствии с надлежащей процедурой, и должны контролировать соблюдение ЭПУ.

7.64. Регулирующему органу должна направляться информация о любом несоответствии, которое является значимым для безопасности. Должна проводиться оценка технического обслуживания, и координатор работ по техническому обслуживанию должен рассматривать ее результаты. Возобновление эксплуатации должно осуществляться после получения соответствующего утверждения от координатора работ по техническому обслуживанию.

УПРАВЛЕНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ И ОБРАЩЕНИЕ С ТОПЛИВОМ

7.65. Управление активной зоной должно использоваться для обеспечения безопасного эксплуатационного состояния активных зон в соответствии с задачами экспериментальной программы. Основная работа по управлению активной зоной сводится к тому, чтобы:

- a) определять посредством вычислений с использованием аттестованных методов и компьютерных программ правильное месторасположение топлива, отражателей, защитных устройств (таких, как поглощающие нейтроны управляющие стержни и клапаны аварийного слива замедлителя и выгорающие поглотители), экспериментальных устройств и замедлителей в активной зоне;
- b) сохранять и обновлять исходную информацию о параметрах топлива и конфигурации активной зоны;
- c) обеспечивать приобретение топлива на основе спецификаций, соответствующих проектным целям и требованиям ЭПУ;
- d) загружать топливо после выполнения процедур по обращению с топливом;
- e) использовать активную зону (добиваться выгорания топлива) реактора, обеспечивая при этом целостность топлива путем поддержания соответствующих параметров конфигурации активной зоны в соответствии с проектными целями и допущениями, установленными в

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

ЭПУ для реактора, и путем выявления, определения и выгрузки поврежденного топлива;

f) выгружать облученное топливо в надлежащих случаях.

7.66. В дополнение к указанной выше работе с целью обеспечения безопасного использования топлива в активной зоне или облегчения основной работы по управлению активной зоной должна осуществляться другая работа по программе управления активной зоной, которая включает:

- a) оценку последствий для безопасности применительно к любому компоненту активной зоны или материалу, предложенному для облучения;
- b) проведение расследования причин повреждения топлива и поиск средств исключения такого повреждения;
- c) оценку воздействия облучения на компоненты активной зоны и материал активной зоны.

7.67. Обращение с топливом включает операции по перемещению, хранению, передаче, упаковке и транспортировке свежего и облученного топлива. При осуществлении этих процессов должны соблюдаться соответствующие требования безопасности.

7.68. Должны быть подготовлены процедуры по обращению с тепловыделяющими элементами и компонентами активной зоны в целях обеспечения их качества, безопасности и физической защиты и предотвращения повреждения или деградации. Кроме того, должны быть установлены ЭПУ и должны быть подготовлены процедуры для ситуаций с повреждением тепловыделяющих элементов и регулирующих стержней с целью сведения к минимуму количества выбросов радиоактивных продуктов. Целостность активной зоны реактора и топлива должна непрерывно контролироваться системой обнаружения неисправностей оболочки, не обязательно в режиме реального времени. При обнаружении повреждения топлива должно быть проведено исследование с целью определения неисправного тепловыделяющего элемента. Разрешенные пределы не должны превышать, и в случае необходимости реактор должен быть остановлен и неисправный тепловыделяющий элемент должен быть выгружен из активной зоны (см. также пункты 7.96-7.102).

7.69. Упаковка и транспортировка топливных сборок со свежим и облученным топливом должны производиться в соответствии с национальными и международными требованиями и в надлежащих случаях в соответствии с [18].

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

7.70. В соответствии с программой обеспечения качества должна вестись полная документация в отношении управления активной зоной, операций по обращению с топливом и компонентами активной зоны, а также хранения топлива.

ПОЖАРОБЕЗОПАСНОСТЬ

7.71. Эксплуатирующая организация должна периодически проводить анализ пожарной безопасности. Этот анализ должен включать оценки уязвимости систем безопасности при пожаре; модификаций, касающихся применения глубокоэшелонированной защиты; модификаций, касающихся возможностей пожаротушения; контроля за воспламеняющимися веществами; контроля источников возгорания; технического обслуживания; испытаний; и готовности персонала.

АВАРИЙНОЕ ПЛАНИРОВАНИЕ

7.72. Для исследовательской реакторной установки должны быть подготовлены планы аварийных мероприятий, охватывающие все действия, планируемые в случае аварийной ситуации. Эксплуатирующей организацией должны быть подготовлены аварийные процедуры в соответствии с требованиями регулирующего органа и при необходимости в сотрудничестве с соответствующими правительственными и местными властями или другими органами с целью обеспечения эффективной координации действий всех служб на площадке, а также внешней помощи в случае аварийной ситуации. Аварийные процедуры должны базироваться на результатах анализа аварий, содержащихся в ДТОБ, а также аварий, дополнительно постулированных для целей аварийного планирования. Требования по аварийному планированию изложены в [19].

7.73. План аварийных мероприятий и комплекс мер, подготовленные эксплуатирующей организацией, при необходимости должны включать:

- a) определение организаций, ответственных за противоаварийные мероприятия (за готовность и реагирование), включая полномочия и обязанности ключевого персонала;
- b) определение и классификацию аварийных ситуаций;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- с) условия, при которых следует объявлять об аварийной ситуации, список лиц, уполномоченных объявить аварийную ситуацию, и описание соответствующих процедур или средств оповещения;
- d) мероприятия по проведению начальной и последующих оценок, включая радиационный мониторинг окружающей среды;
- e) договоренности с учреждениями за пределами площадки, которые будут оказывать помощь в случае аварийной ситуации, включая соответствующие подтверждающие письма и детальные сведения о пунктах связи;
- f) защитные меры по максимальному снижению облучения людей и меры по обеспечению медицинской помощи любым пострадавшим лицам;
- g) руководящие материалы по пределам доз облучения персонала, осуществляющего спасательные операции или операции по смягчению последствий аварийной ситуации;
- h) действия на установке, направленные на ограничение размеров любого радиоактивного выброса и распространения радиоактивного загрязнения;
- i) схему подчиненности и связи, четко определяющую ответственность и должностные обязанности соответствующих лиц и организаций;
- j) положения, касающиеся обеспечения надежности связи между центром аварийного управления и внутренними и внешними объектами;
- k) описание установок, оборудования и процедур на случай аварийных ситуаций;
- l) перечень аварийного оборудования, которое должно находиться в состоянии готовности в установленных местах;
- m) требования в отношении оповещения, касающиеся информирования компетентных органов;
- n) требования в отношении оповещения, касающиеся получения дополнительных ресурсов;
- o) меры, которые надлежит принимать лицам и организациям, участвующим в осуществлении плана;
- p) положения, касающиеся информирования населения;
- q) положения, касающиеся обучения персонала, включая указание частоты и масштабов учений;
- r) положения, касающиеся окончания аварийной ситуации и мероприятий по восстановлению.

7.74. План аварийных мероприятий должен осуществляться в соответствии с аварийными процедурами, изложенными в документах и инструкциях, в которых подробно определяются действия и меры, требующиеся для смягчения последствий аварийной ситуации. План аварийных мероприятий и процедуры

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

должны рассматриваться с установленной периодичностью и корректироваться при необходимости с целью учета извлеченных уроков.

7.75. Эксплуатационный персонал должен принимать надлежащие меры в соответствии с установленными аварийными процедурами в ответ на аварийную ситуацию. В зависимости от характера и степени тяжести аварийной ситуации в мероприятиях должны принимать участие другие группы технической поддержки на площадке, а также организации и учреждения, находящиеся за пределами площадки, как это определено в плане аварийных мероприятий.

7.76. Группа аварийного реагирования должна быть составлена из лиц, хорошо осведомленных в вопросах эксплуатации исследовательского реактора, и, как правило, во главе этой группы следует ставить руководителя (начальника) реактора или уполномоченное лицо. Весь персонал, участвующий в мероприятиях по реагированию на аварийную ситуацию, по мере необходимости периодически должен проходить инструктажи, подготовку и переподготовку по вопросам выполнения обязанностей в случае аварийной ситуации. Все лица, находящиеся на площадке, должны получить инструкции относительно действий, которые им необходимо выполнять в случае аварийной ситуации. Инструкции должны находиться на видном месте.

7.77. Достаточно регулярно и в практически осуществимом масштабе должны проводиться тренировки, и в этих тренировках должны участвовать все лица, на которых возложены обязанности по реагированию на аварийную ситуацию. Результаты тренировок должны анализироваться, и в случае необходимости извлеченные уроки должны учитываться при пересмотре плана аварийных мероприятий.

7.78. В наличии должны быть установки, приборы, инструменты, оборудование, документация и системы связи, которые надлежит использовать в аварийных ситуациях, и они должны содержаться в условиях, при которых вероятность их повреждения или недоступности в случае постулируемых аварий будет низкой.

ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА

7.79. В соответствии с национальными законами и регулируемыми положениями должны быть приняты надлежащие меры для предотвращения несанкционированных действий, в том числе актов саботажа, которые могли бы

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

поставить под угрозу безопасность на установке топливного цикла, а также для реагирования на такие действия, если они действительно случаются.

7.80. Международные рекомендации по физической защите ядерных установок и ядерного материала изложены в [24].

ДОКУМЕНТАЦИЯ И ОТЧЕТЫ

7.81. В целях безопасной эксплуатации реактора эксплуатирующая организация должна хранить всю существенно важную информацию, касающуюся проектирования, строительства, ввода в эксплуатацию, применяемой конфигурации и эксплуатации реактора. Эта информация должна постоянно обновляться в течение эксплуатационной стадии реактора и должна сохраняться в наличии в процессе снятия с эксплуатации. Такая информация включает в себя данные о площадке и данные об окружающей среде, проектные условия, подробные данные о поставленном оборудовании и материале, окончательные исполнительные чертежи, информацию о суммарных эффектах от модификаций, журналы, руководства по эксплуатации и техобслуживанию и документы по обеспечению качества.

7.82. Должны быть разработаны административные процедуры, совместимые с программой обеспечения качества, для подготовки, сбора, хранения и архивирования протоколов и отчетов. Данные, заносимые в журналы, контрольные списки и другие соответствующие отчетные документы, должны быть надлежащим образом заверены подписью с указанием даты.

7.83. Должны подготавливаться и сохраняться, а также предоставляться регулирующему органу протоколы о нарушениях и о мерах, принятых для возвращения исследовательского реактора в надлежащий режим. Эксплуатирующая организация должна определять протоколы, которые подлежат сохранению, и сроки их хранения.

7.84. Порядок хранения и содержания протоколов и отчетов должен устанавливаться в соответствии с программой обеспечения качества. Система управления документооборотом должна обеспечивать передачу в архив устаревших документов и использование персоналом только последнего варианта каждого документа. Должен рассматриваться вопрос хранения документов за пределами площадки (например, в центре аварийного управления) для того, чтобы иметь доступ к ним в случае аварийной ситуации.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ И МОДИФИКАЦИЯ РЕАКТОРА

7.85. Эксплуатирующая организация должна нести ответственность за все аспекты безопасности в связи с подготовкой и осуществлением модификации или эксперимента. Она может поручать выполнение некоторых работ другим организациям или заключать соответствующие субконтракты с ними, но не должна делегировать возложенные на нее обязанности. В частности, эксплуатирующая организация должна нести ответственность за руководство предложенным проектом по использованию или модификации, в осуществлении которого руководитель (начальник) реактора должен принимать участие согласно установленным процедурам. В случае крупных проектов это должно включать установку целей и определение структуры проекта, назначение руководителя проекта, распределение обязанностей и выделение достаточных ресурсов. Кроме того, до начала осуществления проекта эксплуатирующая организация должна ввести и выполнять утвержденные процедуры контроля проектов по использованию и осуществлению модификаций.

7.86. Эксплуатирующая организация должна нести ответственность за обеспечение:

- a) проведения анализов безопасности предложенного использования или модификации;
- b) применения одобренных критериев распределения по категориям (см. пункт 7.87 и [15]);
- c) соблюдения требований соответствующей документации по безопасности;
- d) выполнения соответствующих требований по рассмотрению и утверждению. В их число может входить требование в отношении получения одобрения от регулирующего органа до начала работ или официального процесса лицензирования;
- e) применения надлежащих мер предосторожности, касающихся безопасности, и мер контроля в отношении всех лиц, участвующих в осуществлении модификаций или экспериментов, и в отношении населения и окружающей среды;
- f) применения системы обеспечения качества на всех стадиях при подготовке и осуществлении эксперимента или модификации с целью проверки выполнения всех соответствующих требований и критериев безопасности;
- g) наличия у всего персонала, который будет участвовать в осуществлении предложенной модификации или в реализации предложенного

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

использования, соответствующей подготовки, квалификации и опыта для выполнения данной работы и - при необходимости - полученной заранее подготовки по вопросам воздействия данной модификации или данного использования на эксплуатацию реактора и характеристики безопасности реактора;

- h) оперативного обновления в случае необходимости всех документов, которые имеют отношение к характеристикам безопасности реактора, таких, как ДТОБ, ЭПУ и соответствующие процедуры (регламенты) по эксплуатации, техническому обслуживанию и аварийным ситуациям.

7.87. Предложения относительно использования и модификаций исследовательского реактора должны подразделяться на категории, и должны быть установлены соответствующие критерии этой категоризации. Предложения относительно использования и модификаций должны подразделяться на категории (см. пункты 305-326 в [15]) либо по значимости для безопасности предложения, либо на основе констатации, что предлагаемое изменение выведет или не выведет эксплуатацию реактора из ЭПУ.

7.88. К проектам по использованию и осуществлению модификаций, имеющим существенное значение для безопасности (см. пункт 310 в [15]), должны применяться анализы безопасности и процедуры проектирования, строительства и ввода в эксплуатацию, эквивалентные процедурам, изложенным в пунктах 6.72 и 6.78 для реактора.

7.89. При выполнении проектов по использованию и осуществлению модификаций исследовательских реакторов радиационное облучение связанных с этим проектом работников должно поддерживаться на разумно достижимом низком уровне.

7.90. Руководитель (начальник) реактора должен устанавливать процедуру рассмотрения и утверждения предложений относительно экспериментов и модификаций, а также для контроля их выполнения. Эта процедура должна включать всю соответствующую информацию, такую, как:

- a) описание цели эксперимента или модификации;
- b) обоснование необходимости эксперимента или модификации;
- c) требования и критерии, применяемые при проектировании, включая оценку безопасности;
- d) описание применяемых процессов изготовления;
- e) описание применяемых процедур монтажа;
- f) описание процесса ввода в эксплуатацию;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- g) рассмотрение эксплуатационных процедур (регламентов) и аварийных процедур;
- h) описание возможных радиационных опасностей для экспериментаторов;
- i) описание мер радиационной безопасности, необходимых для предотвращения аварийного облучения (включая ограничение доступа к облучательной установке и к радиоактивным источникам и/или нейтронным пучкам);
- j) описание биологической защиты от излучений, требующейся вокруг установки, для предотвращения нарастания излучения (прямого или рассеянного), образующегося в нормальных и аномальных условиях;
- k) описание необходимости удаления радиоактивных отходов, образовавшихся в результате осуществления эксперимента или модификации;
- l) список соответствующей документации, которую необходимо обновлять;
- m) любые особые требования к подготовке кадров и, если необходимо, к повторному лицензированию операторов реактора;
- n) требования по обеспечению качества.

7.91. Использование и обращение с экспериментальными устройствами должны регулироваться посредством процедур, составленных в письменной форме. В этих процедурах должны учитываться возможные последствия для реактора, особенно изменения реактивности.

7.92. К любым модификациям, вводимым в экспериментальные устройства, должны применяться те же процедуры, касающиеся проектирования, эксплуатации и утверждения, что и в отношении первоначального экспериментального устройства.

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА

Общие положения

7.93. В отношении радиационного облучения на исследовательской реакторной установке должны действовать граничные дозы, установленные или утвержденные регулирующим органом или другим компетентным учреждением для обеспечения того, чтобы соответствующие пределы дозы не превышались. Во всех эксплуатационных состояниях основные цели радиационной защиты должны заключаться в том, чтобы предотвращать излишнее облучение и удерживать облучение ниже граничных доз и на разумно достижимом низком уровне с учетом социальных и экономических факторов.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

7.94. В аварийных условиях радиологические последствия должны удерживаться на низком уровне посредством соответствующих инженерно-технических средств безопасности и мер, предусмотренных в плане аварийных мероприятий.

7.95. Вся документация и деятельность по радиационной защите должны соответствовать требованиям по обеспечению качества при эксплуатации.

Программа радиационной защиты

7.96. Программа радиационной защиты должна быть установлена эксплуатирующей организацией в соответствии с регулируемыми требованиями. Эта программа должна включать общеполитическое заявление эксплуатирующей организации, в котором указывается цель радиационной защиты (см. пункт 3.2 в [20]), и заявление о приверженности эксплуатирующей организации принципу оптимизации защиты (см. пункты 4.9-4.12 в [20]). В отношении программы радиационной защиты действуют требования Международных основных норм безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения [12], и она подлежит утверждению регулирующим органом.

7.97. К программе радиационной защиты применяются требования по радиационной защите персонала (см. [12, 25]), и, в частности, она должна включать меры по:

- a) обеспечению сотрудничества между персоналом, занимающимся вопросами радиационной защиты, и эксплуатационным персоналом в разработке эксплуатационных процедур (регламентов) и процедур (регламентов) технического обслуживания при возможном возникновении радиационных опасностей, а также обеспечению при необходимости прямой помощи;
- b) обеспечению дезактивации персонала, оборудования и конструкций;
- c) осуществлению контроля за соблюдением соответствующих регулирующих правил перевозки радиоактивного материала [18];
- d) обнаружению и регистрации любых выбросов радиоактивного материала;
- e) регистрации инвентарного количества источников излучения;
- f) организации надлежащей подготовки по практике обеспечения радиационной защиты;
- g) обеспечению рассмотрения и обновления программы в свете накопленного опыта.

Персонал службы радиационной защиты

7.98. Программа радиационной защиты должна предусматривать привлечение к работе квалифицированных специалистов, ответственных за радиационную защиту, которые хорошо знают радиологические аспекты, связанные с проектированием и эксплуатацией реактора. Эти специалисты должны работать в сотрудничестве с группой эксплуатации реактора, но у них должны быть линии подотчетности эксплуатирующей организации, независимые от административного руководства реактора.

7.99. Должен быть назначен квалифицированный эксперт²⁹, который должен консультировать руководителя (начальника) реактора по вопросам соблюдения программы радиационной защиты и ее соответствия требованиям, изложенным в [12], и который должен иметь возможность обращаться напрямую к руководителям эксплуатирующей организации, имеющим полномочия вводить эксплуатационные процедуры (регламенты) и обеспечивать их выполнение.

7.100. Весь персонал на установке должен нести индивидуальную ответственность за осуществление в рамках своей компетентности мер контроля за облучением, которые конкретно изложены в программе радиационной защиты. Соответственно особое внимание должно уделяться вопросам подготовки всего персонала установки в целях обеспечения полного понимания персоналом как радиационных опасностей, так и имеющихся защитных мер. Особое внимание должно быть уделено возможности того, что в персонал на исследовательской реакторной установке могут входить лица, не работающие на установке постоянно (например, экспериментаторы, стажеры, приглашенные лица и подрядчики).

Контрольные уровни

7.101. С целью оказания помощи административному руководству реактора в обеспечении удержания доз облучения на разумно достижимом низком уровне и исключения случаев превышения граничных доз эксплуатирующая организация должна установить контрольные уровни для доз и/или мощностей дозы и контрольные уровни для радиоактивных выбросов, имеющие более низкие значения, чем разрешенные пределы или сбросы. Эти контрольные уровни должны быть включены в ЭПУ и должны соответствовать цели радиационной защиты (см. пункт 205 в [1]). При превышении контрольных

²⁹ См. пункты 2.31 и 2.32 в [12].

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

уровней эксплуатирующая организация должна проводить расследование данного случая в целях принятия корректирующих мер.

7.102. В случае превышения соответствующих пределов дозы облучения персонала или населения или разрешенных пределов для радиоактивных выбросов регулирующий орган и другие компетентные органы должны информироваться об этом в соответствии с действующими требованиями.

Контроль профессионального облучения

7.103. Весь персонал, который может подвергаться профессиональному облучению значительного уровня, должен подлежать дозиметрическому контролю с регистрацией и оценкой данных согласно требованиям регулирующего органа или другого компетентного учреждения, и эти зафиксированные данные должны передаваться регулирующему органу и другим компетентным учреждениям в соответствии с национальными регулирующими положениями. Детальные требования по профессиональному облучению содержатся в Добавлении I в [12].

Обращение с радиоактивными отходами

7.104. Реактор и его экспериментальные устройства должны эксплуатироваться так, чтобы сводилось к минимуму образование радиоактивных отходов всех видов, обеспечивалось сохранение выбросов радиоактивного материала в окружающую среду на разумно достижимом низком уровне и облегчалось обращение с радиоактивными отходами и их захоронение. Должны предусматриваться меры для обращения с твердыми, жидкими и газообразными радиоактивными отходами на исследовательской реакторной установке и их окончательного удаления с установки. Все работы, связанные с радиоактивными сбросами (эффлюентами) и отходами, должны осуществляться в соответствии с программой обеспечения качества (см. сноску 14). Дополнительные требования, касающиеся данного вопроса, изложены в [14].

7.105. Радиоактивные сбросы (эффлюенты) должны контролироваться с регистрацией результатов с целью проверки соблюдения соответствующих регулирующих требований. Отчеты об этих сбросах должны также периодически представляться регулирующему органу или другому компетентному учреждению в соответствии с его требованиями.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

7.106. Обращение с радиоактивными отходами, их сбор, обработка, хранение и захоронение должны осуществляться в соответствии с процедурами, составленными в письменной форме. Эти работы должны осуществляться в соответствии с требованиями регулирующего органа или другого компетентного учреждения.

7.107. Должен вестись соответствующий учет количества, типа и характеристик радиоактивных отходов, находящихся на хранении и в захоронении или удаленных с реакторной площадки.

ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ И СВЯЗАННЫЕ СО СТАРЕНИЕМ АСПЕКТЫ

7.108. Эксплуатирующая организация должна проводить оценки безопасности в течение всего срока службы реактора (см. пункты 2.15 и 2.16). Оценки должны охватывать все аспекты, связанные с безопасностью эксплуатации, включая радиационную защиту, повторные оценки площадки, физическую защиту и аварийное планирование. При проведении оценок безопасности эксплуатирующая организация должна надлежащим образом учитывать информацию, полученную на основе опыта эксплуатации и из других соответствующих источников. Программа проведения всеобъемлющих периодических рассмотрений позволяет выполнять это требование в отношении оценок безопасности. На основе результатов оценок безопасности эксплуатирующая организация должна осуществлять любые необходимые корректирующие действия и должна рассматривать осуществление обоснованных модификаций в целях повышения безопасности.

7.109. Программу периодических рассмотрений следует строить так, чтобы она охватывала вопросы программы по управлению старением, для подтверждения состояния установки с учетом эффектов старения и обеспечения основы для принятия мер, связанных со старением. Таким образом, периодические рассмотрения – это рабочие инструменты, позволяющие предотвращать и смягчать в районе площадки последствия старения и модификаций. Рассмотрения КСЭ реактора, выполненные с использованием неразрушающих методов, называются инспекциями в процессе эксплуатации. Инспекции в процессе эксплуатации должны выполняться эксплуатирующей организацией согласно ее программе по управлению старением (см. пункты 6.68-6.70).

Независимые авторитетные рассмотрения

7.110. Некоторые рассмотрения исследовательских реакторов должны выполняться как независимые авторитетные рассмотрения, т. е. экспертами, работающими на других исследовательских реакторах, которые хорошо функционируют. Такие независимые авторитетные рассмотрения позволяют ознакомиться с практической деятельностью и программами других исследовательских реакторов (см. пункты 2.16 и 4.16).

ДЛИТЕЛЬНЫЙ ОСТАНОВ

7.111. Исследовательская реакторная установка может иметь период длительного останова в ожидании решений относительно ее будущего, например, вследствие бюджетных соображений, отсутствия необходимости использования или отказа оборудования. Длительный останов может быть запланированным, однако чаще он является непредвиденным. Эксплуатирующая организация должна принимать надлежащие меры во время длительного останова для обеспечения того, чтобы материалы и компоненты серьезно не деградировали. Должны рассматриваться для применения следующие меры:

- a) выгрузка тепловыделяющих элементов из активной зоны реактора на стеллажи для хранения;
- b) изменение ЭПУ в соответствии с требованиями, применяемыми к остановленному реактору;
- c) удаление компонентов для хранения с применением средств защиты;
- d) принятие мер для предотвращения ускоренной коррозии и старения;
- e) сохранение на установке соответствующего персонала для выполнения необходимых инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания.

7.112. Эксплуатирующая организация должна как можно скорее принимать необходимые решения с целью сокращения периода длительного останова до минимума. В течение периода длительного останова эксплуатирующая организация должна рассматривать последствия останова в связи с выполнением условий лицензии (например, в отношении физической защиты топлива) и сохранением квалификации эксплуатационного персонала.

8. Снятие с эксплуатации

8.1. При проектировании некоторых находящихся в эксплуатации исследовательских реакторов необходимость их окончательного снятия с эксплуатации не была принята во внимание. Тем не менее все эксплуатационные работы на исследовательских реакторах, включая инспекции, периодические испытания и техническое обслуживание, модификации и эксперименты, должны выполняться так, чтобы облегчать снятие реакторов с эксплуатации. Документация реактора должна обновляться, и информация об опыте обращения с загрязненными или облученными КСЭ при проведении технического обслуживания или осуществлении модификации реактора должна регистрироваться в целях облегчения планирования работ по снятию с эксплуатации.

8.2. Должен быть подготовлен план снятия с эксплуатации для обеспечения безопасности в течение всего процесса снятия с эксплуатации. План снятия с эксплуатации должен представляться комитету по безопасности и регулирующему органу на рассмотрение и утверждение до начала работ по снятию с эксплуатации. Руководящие материалы по снятию с эксплуатации исследовательских реакторов приведены в [16].

8.3. План снятия с эксплуатации должен включать оценку одного или нескольких подходов к снятию с эксплуатации, соответствующих данному реактору и отвечающих требованиям регулирующего органа. Ниже приводятся примеры подходов к снятию с эксплуатации:

- a) содержание реактора с применением средств защиты в неповрежденном состоянии после демонтажа всех топливных сборок и изъятия всех легко удаляемых активированных и радиоактивно загрязненных компонентов и радиоактивных отходов;
- b) захоронение активированных конструкций и крупных элементов после демонтажа всех топливных сборок и изъятия всех легко удаляемых активированных и радиоактивно загрязненных компонентов и радиоактивных отходов;
- c) удаление из реактора всего радиоактивного материала и всех съемных активированных и радиоактивно загрязненных компонентов и тщательная дезактивация оставшихся конструкций с тем, чтобы можно было дать разрешение на использование установки без ограничений.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

8.4. При разработке плана снятия с эксплуатации должны рассматриваться аспекты конструкции реактора, облегчающие выполнение работ по снятию с эксплуатации, такие, как подбор материалов с целью снижения активации и облегчения работ по дезактивации, установка оборудования дистанционного манипулирования для удаления активированных элементов, а также применение установок для обработки радиоактивных отходов. Кроме того, также должны рассматриваться аспекты эксплуатации установки, которые играют важную роль в связи с проведением работ по снятию с эксплуатации, такие, как любое неумышленное радиоактивное загрязнение, удаление которого было отсрочено до снятия реактора с эксплуатации, и любые модификации, которые, возможно, не были полностью документально оформлены. План снятия с эксплуатации должен включать все этапы до окончательного завершения снятия с эксплуатации, когда безопасность может быть обеспечена при минимальном надзоре или без него. Эти этапы могут включать хранение и надзор, ограниченное и неограниченное использование площадки. Руководящие материалы по снятию с эксплуатации приведены в [16].

8.5. Решение о снятии реактора с эксплуатации часто принимается после периода длительного останова. При разработке плана снятия с эксплуатации должны приниматься во внимание события, произошедшие на реакторе за этот период.

8.6. Все виды работ, выполняемые в процессе снятия с эксплуатации, должны осуществляться в соответствии с программой обеспечения качества (см. сноску 14).

8.7. Ответственность с эксплуатирующей организации должна сниматься только с одобрения регулирующего органа.

8.8. Процедуры по обращению, демонтажу и удалению, применяемые к экспериментальным устройствам и другому облученному оборудованию, которые требуют хранения и окончательного захоронения, должны устанавливаться заблаговременно или как можно раньше, если данное оборудование уже имеется, а такие процедуры отсутствуют. Руководящие материалы по этому вопросу см. в пунктах 901-908 в [15].

Дополнение

НЕКОТОРЫЕ ПОСТУЛИРУЕМЫЕ ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

- 1) Отказ источников электроснабжения
 - Отказ нормального электропитания³⁰
- 2) Ввод избыточной реактивности:
 - критичность при обращении с топливом (вследствие ошибки при вводе топлива);
 - авария при пуске;
 - отказ регулирующего стержня или отказ удлинителя регулирующего стержня;
 - отказ управляющего привода или отказ системы;
 - отказ других устройств управления реактивностью (таких, как замедлитель или отражатель);
 - несбалансированные положения стержней;
 - отказ или разрушение деталей конструкции;
 - добавление холодной воды;
 - изменения в замедлителе (например, образование пустот или утечка D_2O в системы с H_2O);
 - влияние экспериментов и экспериментальных устройств (например, затопление или образование пустот, тепловые эффекты, введение делящегося материала или удаление поглощающего материала);
 - недостаточная реактивность остановленного реактора;
 - непреднамеренный выброс регулирующих стержней;
 - ошибки при техническом обслуживании устройств, регулирующих реактивность;
 - ложные сигналы системы управления
- 3) Прекращение циркуляции:
 - отказ главного циркуляционного насоса;
 - снижение расхода теплоносителя в первом контуре (например, из-за отказа клапана или закупоривания трубопровода или теплообменника);

³⁰ Хотя отказ нормального электропитания не считается исходным событием, следует рассмотреть случай отказа нормального электропитания с последующим отказом в работе аварийного электроснабжения, с тем чтобы быть уверенным в том, что в аварийных условиях последствия являются приемлемыми (например, когда падение напряжения может приводить к тому, что устройства будут выходить из строя в разное время).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- влияние отказа или неправильно выполненных действий в ходе эксперимента;
 - разрыв трубопроводов первого контура, ведущий к прекращению циркуляции;
 - закупоривание топливного канала;
 - неправильное распределение мощности вследствие, например, несбалансированных положений стержней в экспериментах, осуществляемых в активной зоне, или загрузки топлива (не соответствующее мощности охлаждение);
 - уменьшение потока теплоносителя вследствие байпасирования активной зоны;
 - отклонение давления в системе с выходом за установленные пределы;
 - прекращение теплоотвода (например, из-за отказа клапана или насоса или разрыва в системе);
- 4) потеря теплоносителя;
- разрыв трубопроводов первого контура;
 - повреждение бассейна;
 - опорожнение бассейна;
 - повреждение каналов выведения излучения или других проходов;
- 5) неправильное обращение с оборудованием или компонентами, или их отказ;
- повреждение оболочки тепловыделяющих элементов;
 - механическое повреждение активной зоны или топлива (например, неправильно выполненные действия с топливом и падение транспортного контейнера на топливо);
 - отказ аварийной системы охлаждения;
 - неправильное срабатывание системы регулирования мощности реактора;
 - критичность топлива при хранении;
 - отказ средств локализации, включая вентиляционную систему;
 - проникновение теплоносителя в топливо при транспортировке или хранении;
 - отказ или снижение уровня надлежащей биологической защиты;
 - отказ экспериментальных устройств или материала (например, разрыв петли);
 - превышение плотности энерговыделения в топливе.
- 6) Особые внутренние события:
- внутренние пожары или взрывы;
 - внутреннее затопление;
 - отказ систем поддержки;
 - инциденты, связанные с обеспечением физической безопасности;

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- неправильное срабатывание в реакторных экспериментах;
- несанкционированный доступ лиц к зонам ограниченного доступа;
- струи жидкости и биение трубопроводов;
- экзотермические химические реакции

7) Внешние события:

- землетрясения (в том числе сбросы и оползни сейсмического происхождения);
- наводнения (в том числе прорыв расположенной выше по течению плотины и затор на реке);
- торнадо (смерчи) и связанные с ними летящие предметы;
- песчаные бури;
- ураганы, штормы и молнии;
- тропические циклоны;
- взрывы;
- авиационные катастрофы;
- пожары;
- разливы токсичных веществ;
- аварии на транспортных путях;
- воздействие соседних объектов (например, ядерных установок, химических предприятий и объектов по обращению с отходами);
- биологические опасности, такие, как микробная коррозия, структурное повреждение или повреждение оборудования грызунами или насекомыми;
- экстремальные метеорологические явления;
- разряды молнии;
- скачки мощности или выбросы напряжения во внешней линии электроснабжения;

8) Ошибки человека.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность ядерных установок, Серия изданий по безопасности, № 110, МАГАТЭ, Вена (1993).
- [2] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Юридическая и государственная инфраструктура ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов и безопасности перевозки, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-R-1, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [3] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Организация и укомплектование персоналом регулирующего органа для ядерных установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-1.1, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [4] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Рассмотрения и оценки, проводимые регулирующим органом для ядерных установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [5] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Инспекции для целей регулирования ядерных установок и санкции регулирующего органа, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-1.3, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [6] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Документация, предназначенная для использования при регулировании ядерных установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-1.4, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [7] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка безопасности исследовательских реакторов и подготовка документации по техническому обоснованию безопасности, Серия изданий по безопасности, № 35-G1, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [8] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Культура безопасности, Серия изданий по безопасности, № 75-INSAG-4, МАГАТЭ, Вена (1991).
- [9] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обеспечение качества для безопасности атомных электростанций и других ядерных установок: Свод положений и Руководства по безопасности Q1 Q14, Серия изданий по безопасности, № 50-C/SG-Q, МАГАТЭ, Вена (1998).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Grading of Quality Assurance Requirements, Technical Reports Series No. 328, IAEA, Vienna (1991).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003).
- [12] 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 по безопасности, № 115, МАГАТЭ, Вена (1997).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

- [13] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Регулирующий контроль радиоактивных выбросов в окружающую среду, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № WS-G-2.3, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [14] 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).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors, Safety Series No. 35-G2, IAEA, Vienna (1994).
- [16] 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).
- [17] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Принципы обращения с радиоактивными отходами, Серия изданий по безопасности, № 111-F, МАГАТЭ, Вена (1996).
- [18] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. Издание 2005 года, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № TS-R-1, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [19] 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 ГУМАНИТАРНЫХ ВОПРОСОВ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Готовность и реагирование в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-R-2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [21] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Глубокоэшелонированная защита в ядерной безопасности, Серия ИНСАГ, № 10, МАГАТЭ, Вена (1998).
- [22] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций: проектирование, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № NS-R-1, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [23] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [24] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Физическая защита ядерного материала и ядерных установок, INFCIRC/225/Rev.4, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [25] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Радиационная защита при профессиональном облучении, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № RS-G-1.1, МАГАТЭ, Вена (1999).

Приложение I

НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

I-1. В таблице I-1 приведены некоторые функции безопасности исследовательских реакторов. Функции безопасности являются существенно важными характеристическими функциями, связанными с КСЭ, используемыми для обеспечения безопасности реактора. Функции безопасности соответствуют конкретной конструкции реактора. Некоторые функции безопасности не применяются к определенным типам исследовательских реакторов. Функции безопасности – это один из основных элементов классификации применения требований к КСЭ. Функции безопасности необходимо определять для всех КСЭ. Отдельные функции безопасности, представленные в таблице I-1, предназначены для рассмотрения эксплуатирующей организацией применительно к исследовательскому реактору. В случае невыполнения любой из этих функций безопасности применительно к конкретному реактору необходимо представлять соответствующее обоснование.

ТАБЛИЦА I-1. НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Узлы, важные для безопасности	Функции безопасности
Здания и конструкции	<ul style="list-style-type: none">a) Создавать барьер, препятствующий неконтролируемому выбросу радиоактивных материалов в окружающую средуb) Обеспечивать защиту от внешних и внутренних событий для находящихся внутри систем безопасностиc) Обеспечивать защиту от излучений
Активная зона реактора	<ul style="list-style-type: none">a) Сохранять геометрию топлива и необходимый путь потока теплоносителя с целью обеспечения возможности останова и отвода тепла во всех эксплуатационных состояниях реактора и в случае ПАb) Обеспечивать отрицательную обратную связь по реактивностиc) Обеспечивать средства замедления и регулирования потоков нейтронов

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

ТАБЛИЦА I-1. НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Узлы, важные для безопасности	Функции безопасности
Матрица и оболочка топлива	a) Создавать барьер, препятствующий выбросу продуктов деления и другого радиоактивного материала из топлива b) Обеспечивать постоянную конфигурацию
Система управления реактивностью (в том числе система останова реактора)	Управлять реактивностью активной зоны реактора для обеспечения того, чтобы реактор мог быть безопасно остановлен, и для обеспечения того, чтобы проектные пределы топлива и другие пределы не превышались ни в каком эксплуатационном состоянии реактора или в случае ПА
Первый контур теплоносителя реактора	Обеспечивать надлежащее охлаждение активной зоны и обеспечивать, чтобы указанные пределы для топлива и теплоносителя не превышались ни в каком эксплуатационном состоянии реактора или в случае ПА
Система аварийного охлаждения активной зоны реактора	Обеспечивать теплопередачу от активной зоны реактора после аварии с потерей теплоносителя с достаточной скоростью для того, чтобы предотвратить значительное повреждение топлива
Система защиты реактора	a) Выполнять защитные действия для остановки реактора, охлаждения и удержания радиоактивного материала и для смягчения последствий аварий b) Управлять блокировками для защиты от эксплуатационных ошибок, если не были выполнены требуемые условия
Другие связанные с безопасностью КИП и СУЗ	a) Удерживать параметры реактора в рамках эксплуатационных пределов без достижения пределов безопасности b) Обеспечивать получение и предоставление оператору реактора достаточной информации, с тем чтобы можно было легко определить состояние системы защиты реактора и принимать правильные связанные с обеспечением безопасности меры
Электроснабжение	Обеспечивать достаточное электроснабжение соответствующего качества для систем и оборудования в целях поддержания их способности выполнять при необходимости функции безопасности

ТАБЛИЦА I-1. НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Узлы, важные для безопасности	Функции безопасности
Системы для обращения с топливом и для его хранения	a) Сводить к минимуму радиационное облучение b) Предотвращать случайную критичность c) Ограничивать любое повышение температуры топлива d) Обеспечивать хранение свежего и облученного топлива e) Предотвращать механическое или коррозионное повреждение топлива
Система радиационного мониторинга	Обеспечивать измерения и подачу предупредительных сигналов с целью сведения к минимуму радиационного облучения эксплуатационного и исследовательского персонала
Противопожарная система	Обеспечивать, чтобы отрицательные последствия пожара или вызванные пожаром взрывы не препятствовали узлам, важным для безопасности, когда это требуется, выполнять функции безопасности

Приложение II

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ АСПЕКТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ, ТРЕБУЮЩИЕ ОСОБОГО ВНИМАНИЯ

II-1. В Приложении II рассматриваются эксплуатационные аспекты исследовательских реакторов, которые требуют особого внимания.

УПРАВЛЕНИЕ РЕАКТИВНОСТЬЮ И КРИТИЧНОСТЬЮ

II-2. В конфигурацию активной зоны исследовательских реакторов часто вносятся изменения, и эти изменения включают манипулирование такими компонентами, как топливные сборки, управляющие стержни и экспериментальные устройства, многие из которых характеризуются значительной величиной реактивности. Необходимо принимать меры, обеспечивающие невозможность превышения в любой момент времени при хранении топлива и при загрузке активной зоны соответствующих пределов подкритичности и реактивности.

БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕПЛОВОГО РЕЖИМА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

II-3. Частые изменения загрузки активной зоны, упомянутые выше, оказывают воздействие на ядерные и тепловые характеристики активной зоны. Необходимо принимать меры, обеспечивающие в каждом случае правильное определение этих характеристик и их проверку на соответствие действующим условиям в отношении ядерной и тепловой безопасности до ввода реактора в эксплуатацию.

БЕЗОПАСНОСТЬ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ

II-4. Экспериментальные устройства, используемые в исследовательских реакторах, в силу своих технических, ядерных или эксплуатационных характеристик могут оказывать значительное воздействие на безопасность реактора. Необходимо принимать меры, обеспечивающие правильную оценку технических, ядерных и эксплуатационных характеристик экспериментальных устройств с точки зрения последствий для безопасности, а также наличие соответствующей документации.

МОДИФИКАЦИЯ РЕАКТОРОВ

II-5. В исследовательские реакторы и связанные с ними экспериментальные устройства часто вносятся модификации, с тем чтобы привести их эксплуатационные и экспериментальные возможности в соответствие с изменяющимися требованиями в отношении их использования. Необходимо принимать особые меры, обеспечивающие проверку проведения надлежащей оценки каждой модификации, составления документации и подготовки доклада о ее возможном воздействии на безопасность, а также проверку невозможности возобновления эксплуатации реактора без получения на это официального разрешения после осуществления модификации, имеющей существенные последствия для безопасности.

МАНИПУЛИРОВАНИЕ КОМПОНЕНТАМИ И МАТЕРИАЛАМИ

II-6. В исследовательских реакторах бассейнового типа особенно часто проводится манипулирование компонентами, экспериментальными устройствами и материалом вблизи активной зоны реактора. Необходимо принимать особые меры, обеспечивающие строгое соблюдение лицами, выполняющими эти манипуляции, процедур и ограничений, установленных с целью предотвращения любого ядерного или механического взаимодействия с реактором, сведения к минимуму вероятности закупоривания системы охлаждения топлива неконтролируемыми посторонними предметами, а также предотвращения радиоактивных выбросов и чрезмерного радиационного облучения.

МЕРЫ БЕЗОПАСНОСТИ В ОТНОШЕНИИ ПРИГЛАШЕННЫХ ЛИЦ

II-7. Приглашенные ученые, стажеры, студенты и другие лица, приезжающие на исследовательские реакторы, могут иметь доступ в контролируемые зоны и могут активно участвовать в эксплуатации или использовании реактора. Необходимо принимать меры, обеспечивающие строгое соблюдение всех процедур, ограничений и мер контроля, целью которых является осуществление надзора за тем, чтобы такие приглашенные лица находились в безопасных рабочих условиях и чтобы их действия не оказывали влияния на безопасность реактора.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

ГЛОССАРИЙ

Ввод в эксплуатацию (commissioning). Процесс, во время которого узлы и системы сооруженной установки приводятся в рабочее состояние и проверяются на их соответствие проекту и требуемым рабочим параметрам.

Выбор площадки (siting). Процесс выбора подходящей площадки для установки, включающий надлежащую оценку и определение соответствующих основ проекта.

Граничная доза (dose constraint). Планируемое ограничение индивидуальной дозы, получаемой от источника, которое применяется в качестве верхнего граничного значения дозы при оптимизации защиты и безопасности данного источника.

Группа безопасности (safety group). Группа оборудования, предназначенная для выполнения всех действий, требующихся в случае конкретного постулируемого исходного события, с целью обеспечить невозможность превышения пределов, установленных в основе проекта для ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий.

Единичный отказ (single failure). Отказ, который приводит к потере способности элемента выполнять предназначенные ему функции безопасности, а также любые последующие отказы, являющиеся результатом этого.

Захоронение (disposal). Помещение отходов в соответствующую установку без намерения их последующего извлечения.

Защита (или радиационная защита) (protection (or radiation protection)). Защита людей от облучения в результате воздействия ионизирующих излучений и средства ее обеспечения.

Защитная оболочка (контеймент) (containment). Методы или технические сооружения, предназначенные для предотвращения рассеяния радиоактивных веществ. Защитная оболочка обычно используется для обозначения методов или сооружений, предотвращающих рассеяние радиоактивных веществ в окружающей среде в том случае, если выходит из строя система локализации.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Защитное действие (protective action). Выполняемое системой защиты действие, требующее срабатывания конкретного устройства безопасности.

Заявитель (applicant). Юридическое лицо, которое подает заявку в регулирующий орган для получения официального разрешения на выполнение конкретных видов работ.

Зона (район, территория) (area)

Зона надзора (supervised area). Ограниченная зона, не являющаяся контролируемой зоной, но в которой условия профессионального облучения находятся под контролем даже несмотря на то, что обычно специальные меры защиты и безопасности не требуются.

Контролируемая зона (controlled area). Ограниченная зона, в которой требуются или могут потребоваться специальные меры защиты и безопасности в целях контроля нормального облучения или предотвращения распространения загрязнения в нормальных рабочих условиях и предотвращения или ограничения уровня потенциального облучения. Контролируемая зона часто, но необязательно находится в пределах зоны наблюдения.

Район операций (operations area). Географический район, в котором находится имеющая официальное разрешение установка. Он огражден физическим барьером (граница операций) с целью предотвращения несанкционированного доступа, где руководство имеющей официальное разрешение установки может осуществлять прямые полномочия.

Территория площадки (site area). Географический район, вмещающий имеющую официальное разрешение установку, в пределах которого управление имеющей официальное разрешение установкой может непосредственно приводить к началу осуществления аварийных мер. Эта зона часто совпадает с районом операций, кроме тех случаев (например, при наличии исследовательских реакторов, облучательных установок), когда разрешенная (имеющая официальное разрешение) установка находится на площадке, на которой другая деятельность выполняется за пределами района операций и когда при этом для управления разрешенной (имеющей официальное разрешение) установкой могут быть даны некоторые полномочия на всей территории площадки. Граница площадки - это граница территории площадки.

Квалифицированный эксперт (qualified expert). Физическое лицо, которое на основании аттестации надлежащими органами или обществами, лицензии на профессиональную деятельность или академической квалификации и опыта, должным образом признано как обладающее экспертными знаниями в соответствующей сфере специализации, например, в области медицинской физики, радиационной защиты, гигиены труда, пожарной безопасности, обеспечения качества или в любой соответствующей инженерно-технической или связанной с обеспечением безопасности области.

Критерий единичного отказа (single failure criterion). Критерий (или требование), применяемый к системе таким образом, чтобы она обязательно сохраняла способность выполнять свою функцию в случае любого единичного отказа.

Критическая группа (critical group). Группа лиц из населения, которая является достаточно однородной в отношении облучения от данного источника излучения и для членов которой типично получение наибольших эффективных доз или эквивалентных доз (в зависимости от ситуации) от данного источника. (Из [1].)

Критическая сборка (critical assembly). Сборка, состоящая из делящегося материала, которая предназначена для поддержания управляемой цепной реакции на низком уровне энерговыделения и используется для изучения геометрии и состава активной зоны реактора.

Культура безопасности (safety culture). Набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, который устанавливает, что проблемам защиты и безопасности, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, определяемое их значимостью.

Лицензия (licence). Юридический документ, выдаваемый регулирующим органом, который дает официальное разрешение на выполнение конкретных видов работ, связанных с установкой или деятельностью. Обладатель действующей лицензии называется лицензиатом.

Мониторинг (monitoring). Постоянное или периодическое измерение радиологических или других параметров или определение состояния системы. В качестве предварительной меры при измерении может применяться отбор проб.

Неодинаковость (diversity). Наличие двух или более резервных систем или элементов для выполнения одной определенной функции, при которой разные системы или элементы наделяются различными признаками, таким образом, чтобы уменьшалась возможность отказа по общей причине. Примеры таких признаков: разные условия эксплуатации (работы), разные принципы действия или разные группы проектировщиков (которые обеспечивают функциональную неодинаковость {functional diversity}), а также разные размеры оборудования, разные изготовители и различные типы оборудования, в которых используются разные физические методы (обеспечивающие физическую неодинаковость {physical diversity}).

Обеспечение качества (quality assurance). Планируемые и систематически проводимые мероприятия, необходимые для обеспечения достаточной уверенности в том, что изделие, процесс или услуга будут удовлетворять заданным требованиям к качеству, например требованиям, указанным в лицензии.

Предел (limit). Значение величины, используемой при осуществлении указанной определенной деятельности или в определенных указанных обстоятельствах, которое не должно быть превышено. Термин 'предел' следует использовать только для критерия, который не должен быть превышен, например, в тех случаях, когда превышение предела может привести к применению некоторых форм правовых санкций. Критерии, используемые для других целей, например, для указания на необходимость более тесного исследования или рассмотрения процедур, или в качестве порогового значения для сообщения регулирующему органу, следует указывать, используя другие термины, такие, как контрольный уровень.

Предел дозы (дозовый предел) (dose limit). Значение эффективной дозы или эквивалентной дозы, полученной отдельными лицами в результате осуществления контролируемой практической деятельности, которое не должно превышать.

Пределы безопасности (safety limits). Пределы эксплуатационных параметров, в которых, как показано, имеющая официальное разрешение установка является безопасной. Пределы безопасности – это эксплуатационные пределы и условия, выходящие за рамки пределов и условий нормальной эксплуатации.

Приемлемый предел (acceptable limit). Предел, приемлемый для регулирующего органа. Термин ‘приемлемый предел’ обычно используется для обозначения предела, устанавливаемого в отношении прогнозируемых радиологических последствий аварии (или потенциального облучения, если оно происходит), который является приемлемым для соответствующего регулирующего органа в тех случаях, когда вероятность развития аварии или потенциального облучения была учтена (т.е. при понимании, что это, вряд ли, произойдет). Термин ‘разрешенный предел’ следует использовать для обозначения пределов доз или рисков, или выбросов радионуклидов, которые являются приемлемыми для регулирующего органа при условии, что они, вероятно, могут произойти.

Разрешенный (санкционированный) предел (authorized limit). Предел измеряемой величины, установленный или официально принятый регулирующим органом.

Эксплуатационные пределы и условия (operational limits and conditions).

Совокупность правил, определяющих пределы параметров, функциональные возможности и уровни рабочих характеристик для оборудования и персонала, которые утверждены регулирующим органом с целью обеспечения безопасной эксплуатации установки, которой было выдано официальное разрешение.

Оборудование станции (оборудование реактора) (plant equipment (reactor equipment)).



*В данном контексте “узел” означает конструкцию, систему или элемент.

Вспомогательные средства системы безопасности (safety system support features). Комплекс оборудования, обеспечивающий выполнение таких служебных функций, как охлаждение, смазка и энергоснабжение, требуемых для системы защиты и вспомогательных средств систем безопасности.

Система безопасности (safety system)³¹. Система, важная для безопасности, обеспечивающая безопасный останов реактора или отвод остаточного тепла из активной зоны, либо ограничивающая последствия ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий. Системы безопасности состоят из системы защиты, систем обслуживания устройств безопасности и вспомогательных средств систем безопасности. Компоненты систем безопасности могут предусматриваться исключительно для выполнения функций безопасности или могут выполнять функции безопасности в некоторых эксплуатационных состояниях установки и не связанных с безопасностью функций в других эксплуатационных состояниях.

Система защиты (protection system). Система, которая контролирует эксплуатацию реактора и которая при обнаружении ненормального условия (состояния) автоматически включает действия, направленные на предотвращение небезопасного или потенциально небезопасного режима. 'Система' в этом случае охватывает все электрические и механические устройства и схемы от датчиков до входных клемм исполнительного устройства.

Система обслуживания устройств безопасности (safety actuation system). Комплекс оборудования, требуемого для выполнения необходимых защитных действий, инициируемых системой защиты.

³¹ Системы безопасности могут быть активного или пассивного типа. Активные системы или элементы - это системы или элементы, которые начинают выполнение предписанных функций при получении входного сигнала от системы защиты или при получении сигнала, поданного вручную. Пассивные системы или компоненты – это системы или компоненты, которым не требуется входной сигнал для начала осуществления предписанных функций. Для систем безопасности существует признанная степень пассивности, которая допускает определение (необщепризнанное) трех категорий. Наивысшая категория - это категория, в которой все компоненты, необходимые для безопасности, являются пассивными.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Узел, важный для безопасности (item important to safety). Узел, который является частью группы безопасности и/или неисправность или отказ которого может привести к радиационному облучению персонала на площадке или населения. Узлы, важные для безопасности, включают:

- конструкции, системы и элементы, неисправность или отказ которых могут приводить к чрезмерному радиационному облучению персонала площадки или населения;
- конструкции, системы и элементы, которые препятствуют тому, чтобы ожидаемые при эксплуатации события приводили к аварийным условиям; и
- средства, которые предусматриваются для смягчения последствий неисправности или отказа конструкций, систем или элементов.

Узел, связанный с безопасностью (safety related item). Узел, важный для безопасности, который не является частью системы безопасности.

Отказ по общей причине (common cause failure). Отказ двух или более конструкций, систем или элементов вследствие единичного конкретного события или причины.

Официальное разрешение (authorization). Выдача регулирующим органом или другим государственным (правительственным) органом письменного разрешения оператору на осуществление конкретной деятельности. Официальное разрешение может включать, например, лицензирование, сертификацию, регистрацию и т.д. Термин 'официальное разрешение' также иногда используется для обозначения документа, содержащего такое разрешение. Официальное разрешение - это обычно более официальный процесс, чем утверждение.

Параметры источника выброса (source term). Количество и изотопный состав материала в выбросе (или постулируемом выбросе) с установки. Используются при моделировании выбросов радионуклидов в окружающую среду, особенно применительно к авариям на ядерных установках или выбросам из радиоактивных отходов в хранилищах.

Постулируемое исходное событие (postulated initiating event). Событие, определенное на стадии проектирования как способное привести к ожидаемым при эксплуатации событиям или аварийным условиям.

Предел дозы (дозовый предел) (dose limit).

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

См. предел.

Пределы безопасности (safety limits).

См. предел.

Приемлемый предел (acceptable limit).

См. предел.

Проектные основы (основа проекта, основы проекта), проектный (прилагательное) (design basis). Диапазон условий и событий, учитываемых непосредственно в проекте установки, согласно установленным критериям, таким образом, чтобы установка могла выдерживать их без превышения разрешенных (санкционированных) пределов при запланированной работе систем безопасности.

Разрешенный (санкционированный) предел (authorized limit).

См. предел.

Реактивность остановленного реактора (shutdown reactivity). Реактивность в условиях, когда все регулирующие устройства вносят максимальную отрицательную реактивность.

Регулирующий орган (regulatory body). Компетентный орган или система компетентных органов, назначенных правительством государства и наделенных юридическими полномочиями для осуществления процесса регулирования, включая выдачу разрешений, и для регулирования тем самым ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов и безопасности перевозки.

Резервирование (redundancy). Использование альтернативных (одинаковых или неодинаковых) конструкций, систем или элементов таким образом, чтобы каждый из них мог выполнять требующуюся функцию независимо от эксплуатационного состояния или выхода из строя любого другого.

Самооценка (self-assessment). Стандартный и непрерывный процесс, осуществляемый руководством на всех уровнях с целью оценки эффективности исполнения работы во всех сферах своей ответственности. Деятельность по самооценке включает рассмотрение,

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

контроль и отдельные проверки, в которых основное внимание сосредотачивается на предотвращении или определении и устранении проблем в управлении, препятствующих достижению целей организации, особенно целей безопасности.

Снятие с эксплуатации (decommissioning). Административные и технические мероприятия, выполняемые в целях обеспечения возможности отмены некоторых или всех мер регулирующего контроля в отношении установки (за исключением хранилища, которое закрывается, а не снимается с эксплуатации).

Состояния станции (состояния реактора) (plant states (reactor states)).

operational states		accident conditions	
			beyond design basis accidents
normal operation	anticipated operational occurrences	a design basis accidents	b severe accidents
			Accidentmanagement

- a: Аварийные условия, которые прямо не учитываются в проектных авариях, но охватываются ими.
b: Запроектные аварии без значительного повреждения активной зоны.

Аварийные условия (accident conditions). Отклонения от нормальной эксплуатации более серьезные, чем ожидаемые при эксплуатации события, включая проектные аварии и тяжелые аварии.

Запроектная авария (beyond design basis accident). Аварийные условия, более тяжелые, чем проектная авария.

Нормальная эксплуатация (normal operation). Эксплуатация в рамках регламентированных эксплуатационных пределов и условий.

Ожидаемое при эксплуатации событие (anticipated operational occurrence). Отклонение эксплуатационного процесса от нормальной эксплуатации, которое предположительно может произойти как минимум

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

один раз в течение срока службы (жизненного цикла) установки, но которое благодаря соответствующим предусмотренным в проекте мерам не нанесет значительного повреждения узлам, важным для безопасности, и не приведет к аварийным условиям.

Проектная авария (design basis accident). Аварийные условия, с учетом которых проектируется атомная электростанция в соответствии с установленными проектными критериями и при которых повреждение топлива и выбросы радиоактивного материала находятся в разрешенных пределах.

Тяжелая авария (severe accident). Аварийные состояния, более тяжелые, чем проектная авария, которые вызывают значительные повреждения активной зоны.

Управление авариями (accident management). Принятие комплекса мер во время развития последовательности событий запроектной аварии:

- с целью предотвращения эскалации данного события в тяжелую аварию;
- с целью смягчения последствий тяжелой аварии;
- с целью достижения долгосрочного безопасного стабильного состояния.

Эксплуатационные состояния или условия эксплуатации (**operational states or operating conditions**). Состояния, оговариваемые определениями 'нормальная эксплуатация' и 'ожидаемые при эксплуатации события'.

Тепловыделяющая сборка (fuel assembly). Комплект тепловыделяющих элементов и связанных с ними компонентов, которые загружаются в активную зону реактора в качестве единого блока и впоследствии удаляются из нее.

Тепловыделяющий элемент (fuel element). Стержень [или другая форма] ядерного топлива, его оболочка и любые связанные с ним компоненты, необходимые для формирования структурной единицы.

Техническое обслуживание (maintenance). Организованные работы административного и технического характера по поддержанию конструкций, систем и элементов в удовлетворительном

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

эксплуатационном состоянии, включающие как профилактические работы, так и работы по устранению неисправностей (или ремонту).

Уровень (level).

Контрольный уровень (reference level). Уровень действий, уровень вмешательства, уровень расследования или уровень регистрации.

Уровень вмешательства (intervention level). Уровень предотвращаемой дозы, при котором проводятся конкретные защитные действия или принимаются восстановительные меры при возникновении ситуации аварийного облучения или ситуации хронического облучения.

Уровень действий (action level). Уровень мощности дозы или удельной активности, при превышении которого в условиях хронического облучения или аварийного облучения должны приниматься восстановительные меры или проводиться защитные действия.

Уровень расследования (investigation level). Значение таких величин, как эффективная доза, поступление или загрязнение на единицу площади или объема, при котором или при превышении которого следует проводить расследование.

Уровень регистрации (recording level). Уровень дозы, облучения или поступления, определенный регулирующим органом, при котором или при превышении которого значения доз, облучения или поступления, полученных работниками, вносятся в индивидуальные регистрационные записи их облучения.

Уставки системы безопасности (safety system settings). Уровни, при которых защитные устройства автоматически срабатывают в случае ожидаемых при эксплуатации событий или аварийных условий с целью предотвращения превышения пределов безопасности.

Установки и деятельность (facilities and activities). Общий термин, охватывающий ядерные установки, применения всех видов источников ионизирующих излучений, всех видов деятельности по обращению с радиоактивными отходами, перевозку радиоактивных материалов и любую другую практическую деятельность или обстоятельства, в которых люди могут подвергаться воздействию излучения от естественных или искусственных источников. К установкам относятся ядерные установки,

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

облучательные установки, установки добычи и обработки, установки для обращения с отходами, а также любые другие места, где образуются, обрабатываются, используются, подвергаются физическому манипулированию, хранятся или захораниваются радиоактивные материалы, или же где установлены генераторы излучений, в таких масштабах, при которых требуется учитывать факторы защиты и безопасности. Виды деятельности включают производство, использование, импорт и экспорт источников излучения для промышленных, исследовательских и медицинских целей, перевозку радиоактивных материалов, добычу и обработку радиоактивных руд и закрытие связанных с этим установок, очистку площадок, подвергшихся воздействию остатками от прошлой деятельности, а также деятельность по обращению с радиоактивными отходами, такую, как осуществление сбросов.

Функция безопасности (safety function). Конкретная цель, которая должна быть достигнута для обеспечения безопасности.

Эксплуатационные пределы и условия (operational limits and conditions).

См. предел.

Эксплуатирующая организация (operating organization). Организация, которой регулирующий орган разрешил эксплуатировать установку.

Ядерная безопасность (или безопасность) (nuclear safety (or safety)). Достижение надлежащих эксплуатационных условий, предотвращение аварий или смягчение последствий аварии, благодаря чему обеспечивается защита работников (и другого персонала площадки), населения и окружающей среды от чрезмерной радиационной опасности.

– В публикациях МААТЭ по ядерной безопасности, особенно в тех случаях, когда рассматриваются другие виды безопасности (например, пожарная безопасность, обычная промышленная безопасность), используется сокращенный вариант: "безопасность".

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Abou Yehia, H.	Институт радиационной защиты и ядерной безопасности, Франция
Akaho, E.H.K.	Комиссия по атомной энергии Ганы, Гана
Alcalá, F.	Международное агентство по атомной энергии
Arbi, B.	Национальное агентство по атомной энергии, Индонезия
Arrehebi, S.A.	Исследовательский центр "Таджура", Ливийская Арабская Джамахирия
Bastos, J.	Международное агентство по атомной энергии
Boado Magán, H.	Международное агентство по атомной энергии
Boeck, H.	Атомный институт Австрийских университетов, Австрия
Boogaard, J.	Институт "Ньюклеар ресерч груп", Нидерланды
Chowdhury, R.	Центр атомных исследований им. Бхабхи, Индия
Ciocanescu, M.	Ядерный центр в Питешти, Румыния
D'Arcy, A.J.	Компания "Атомик энерджи корпорейшн", Южная Африка
DiMeglio, A.F.	консультант, Соединенные Штаты Америки
Dodd, B.	Международное агентство по атомной энергии
Drenski, D.D.	Институт ядерных исследований и ядерной энергии, Болгария
Elhabrush, A.M.	Исследовательский центр "Таджура", Ливийская Арабская Джамахирия
El-Kady, A.	Национальный центр по ядерной безопасности и радиационному контролю, Египет

Настоящая публикация была заменена публикацией SSR-3.

Gazit, M.	Комиссия по атомной энергии Израиля, Израиль
Hargitai, T.	Научно-исследовательский институт атомной энергии, Венгрия
Heili, F.L.J.	Комиссариат по атомной энергии, Франция
Hirshfeld, H.	Центр ядерных исследований в долине реки Сорек, Израиль
Howden, B.	Совет по контролю за использованием атомной энергии, Канада
Joppen, F.	Бельгийский центр ядерных исследований, Бельгия
Kim, S.C.	Международное агентство по атомной энергии
Lee, A.G.	компания «Атомик энерджи ов Кэнада лимитид», Канада
Listik, E.	Институт ядерных исследований, Чешская Республика
Litai, D.	Международное агентство по атомной энергии
Macnab, D.	Бюро по ядерной безопасности, Австралия
Морозов, С.	Госатомнадзор России, Российская Федерация
Murray, A.	Австралийская организация по ядерной науке и технике, Австралия
Rask, L.	Инспекция по ядерной энергетике Швеции, Швеция
Sajaroff, P.	Управление по ядерному регулированию, Аргентина
Taylan, A.S.	Ядерный научно-исследовательский центр "Чекмедже", Турция

ОРГАНЫ, УЧАСТВУЮЩИЕ В ОДОБРЕНИИ НОРМ МАГАТЭ ПО 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.-С.; Германия: Majer, D.; Индия: Sukhatme, S.P.; Япония: Abe, K.; Корея, Республика: Eun, Y.-S.; Пакистан: Hashimi, J.; Российская Федерация: Мальшев, 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, С.; 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: Vöhm, K.; *Египет: Hassib, G.; Финляндия: Reiman, L. (председатель); Франция: Saint Raymond, P.; Германия: Feige, G.; Венгрия: Vöröss, L.; Индия: Kushwaha, H.S.; Ирландия: Hone, С.; 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: Ramirez 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.; *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.; **Мадагаскар:* Andriambololona, R.; **Мексика:* Delgado Guardado, J.; **Нидерланды:* Zuur, C.; *Норвегия:* Saxebol, G.; **Перу:* Medina Gironzini, E.; *Польша:* Merta, A.; *Российская Федерация:* Кутьков, В.; *Словакия:* Jurina, V.; *Южная Африка:* Olivier, J.H.L.; *Испания:* Amor, I.; *Швеция:* Hofvander, P.; *Moberg, 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 ассоциация радиационной защиты:* Webb, G.; *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, К.; Международная федерация ассоциаций линейных пилотов: Tisdall, А.; Международная морская организация: Rahim, I.; Международная организация по стандартизации: Malesys, Р.; Экономическая комиссия Организации Объединенных Наций для Европы: Kervella, О.; Всемирный институт по ядерным перевозкам: Lesage, М.

Комитет по нормам безопасности отходов

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

Обеспечение безопасности посредством международных норм

Эта основополагающая цель безопасности – защита людей и охрана окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

Эта основополагающая цель безопасности, состоящая в защите – индивидуальной и коллективной – людей и охране окружающей среды, должна достигаться без неоправданного ограничения эксплуатации установок или осуществления деятельности, связанных с радиационными рисками.

— Основополагающие принципы безопасности: основы безопасности, Серия норм МАГАТЭ по безопасности № SF-1 (2007)