

Нормы безопасности МАГАТЭ

для защиты людей и охраны окружающей среды

Безопасность исследовательских реакторов

Конкретные требования безопасности
№ SSR-3



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ И ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

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 безопасности МАГАТЭ. 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 по нормам безопасности МАГАТЭ 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, испанском, китайском, 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: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria.

Всем пользователям норм безопасности МАГАТЭ 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.

ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

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 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 публикаций по **аварийной готовности и реагированию, докладов по радиологическим оценкам, докладов ИНСАГ** – Международной группы по ядерной безопасности, **технических докладов** и документов серии **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 изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности.**

Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии состоит из информационных публикаций, предназначенных способствовать и содействовать научно-исследовательской работе в области ядерной энергии, а также развитию ядерной энергии и ее практическому применению в мирных целях. В ней публикуются доклады и руководства о состоянии технологий и успехах в их совершенствовании, об опыте, образцовой практике и практических примерах в области ядерной энергетики, ядерного топливного цикла, обращения с радиоактивными отходами и снятия с эксплуатации.

БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
РЕАКТОРОВ

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

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

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

СЕРИЯ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ, № SSR-3

БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

КОНКРЕТНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

К настоящей публикации прилагается компакт-диск, содержащий
Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности,
издание 2007 года (2008), и основополагающие принципы безопасности
(2007 год) на английском, арабском, испанском, китайском, русском и
французском языках.

Этот компакт-диск можно также приобрести отдельно.

См. <http://www-pub.iaea.org/books>

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 2017

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, 2017

Отпечатано МАГАТЭ в Австрии
июнь 2017 года
STI/PUB/1751

БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
РЕАКТОРОВ
МАГАТЭ, ВЕНА, 2017 ГОД
STI/PUB/1751
ISBN 978-92-0-405017-2
ISSN 1020-5845

ПРЕДИСЛОВИЕ

Юкия Аmano
Генеральный директор

Устав МАГАТЭ уполномочивает Агентство “устанавливать или применять ... 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. МАГАТЭ осуществляет это в консультации с компетентными органами Организации Объединенных Наций и с заинтересованными специализированными учреждениями. Всеобъемлющий свод высококачественных и регулярно пересматриваемых норм безопасности наряду с помощью МАГАТЭ в их применении является ключевым элементом стабильного и устойчивого глобального режима безопасности.

МАГАТЭ начало осуществлять свою программу по нормам безопасности в 1958 году. Значение, уделяемое качеству, соответствию поставленной цели и постоянному совершенствованию, лежит в основе широкого применения норм МАГАТЭ во всем мире. Серия норм безопасности теперь включает единообразные основополагающие принципы безопасности, которые выработаны на основе международного консенсуса в отношении того, что должно пониматься под высоким уровнем защиты и безопасности. При твердой поддержке со стороны Комиссии по нормам безопасности МАГАТЭ проводит работу с целью содействия глобальному признанию и использованию своих норм.

Однако нормы эффективны лишь тогда, когда они надлежащим образом применяются на практике. Услуги МАГАТЭ в области безопасности охватывают вопросы проектирования, выбора площадки и инженерно-технической безопасности, эксплуатационной безопасности, радиационной безопасности, безопасной перевозки радиоактивных материалов и безопасного обращения с радиоактивными отходами, а также вопросы государственной основы, регулирования и культуры безопасности в организациях. Эти услуги в области безопасности содействуют государствам-членам в применении норм и позволяют обмениваться ценным опытом и данными.

Ответственность за деятельность по регулированию безопасности возлагается на страны, и многие государства принимают решения применять нормы МАГАТЭ по безопасности в своих национальных регулирующих положениях. Для сторон различных международных

конвенций по безопасности нормы МАГАТЭ являются согласованным и надежным средством обеспечения эффективного выполнения обязательств, вытекающих из этих конвенций. Эти нормы применяются также регулирующими органами и операторами во всем мире в целях повышения безопасности при производстве ядерной энергии и применении ядерных методов в медицине, промышленности, сельском хозяйстве и научных исследованиях.

Безопасность – это не самоцель, а необходимое условие защиты людей во всех государствах и охраны окружающей среды в настоящее время и в будущем. Риски, связанные с ионизирующими излучениями, должны оцениваться и контролироваться без неоправданного ограничения вклада ядерной энергии в справедливое и устойчивое развитие. Правительства, регулирующие органы и операторы во всем мире должны обеспечивать, чтобы ядерный материал и источники излучения использовались для всеобщего блага, в условиях безопасности и с учетом мнения общественности. Для содействия этому предназначены нормы МАГАТЭ по безопасности, которые я призываю применять все государства-члены.

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

Радиоактивность – это естественное явление, и в окружающей среде присутствуют природные (естественные) источники излучения. Ионизирующие излучения и радиоактивные вещества с пользой применяются во многих сферах – от производства энергии до использования в медицине, промышленности и сельском хозяйстве. Радиационные риски, которым в результате этих применений могут подвергаться работники, население и окружающая среда, подлежат оценке и должны в случае необходимости контролироваться.

Поэтому такая деятельность, как медицинское использование радиации, эксплуатация ядерных установок, производство, перевозка и использование радиоактивных материалов и обращение с радиоактивными отходами, должна осуществляться в соответствии с нормами безопасности.

Регулированием вопросов безопасности занимаются государства. Однако радиационные риски могут выходить за пределы национальных границ, и в рамках международного сотрудничества принимаются меры по обеспечению и укреплению безопасности в глобальном масштабе посредством обмена опытом и расширения возможностей для контроля опасностей, предотвращения аварий, реагирования в случае аварийных ситуаций и смягчения любых вредных последствий.

Государства обязаны проявлять должную осмотрительность и соответствующую осторожность, и предполагается, что они будут выполнять свои национальные и международные обязательства.

Международные нормы безопасности содействуют выполнению государствами своих обязательств согласно общим принципам международного права, например, касающимся охраны окружающей среды. Кроме того, международные нормы безопасности укрепляют и обеспечивают уверенность в безопасности и способствуют международной торговле.

Глобальный режим ядерной безопасности постоянно совершенствуется. Нормы безопасности МАГАТЭ, которые поддерживают осуществление имеющих обязательную силу международных договорно-правовых документов и функционирование национальных инфраструктур безопасности, являются краеугольным камнем этого глобального режима. Нормы безопасности МАГАТЭ – это полезный инструмент, с помощью которого договаривающиеся стороны оценивают свою деятельность по выполнению этих конвенций.

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

Статус норм безопасности МАГАТЭ вытекает из Устава МАГАТЭ, которым Агентство уполномочивается устанавливать и применять, в консультации и, в надлежащих случаях, в сотрудничестве с компетентными органами Организации Объединенных Наций и с заинтересованными специализированными учреждениями, нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасности для жизни и имущества и обеспечивать применение этих норм.

В целях обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения нормы безопасности МАГАТЭ устанавливают основополагающие принципы безопасности, требования и меры для обеспечения контроля за радиационным облучением людей и выбросом радиоактивного материала в окружающую среду, ограничения вероятности событий, которые могут привести к утрате контроля за активной зоной ядерного реактора, ядерной цепной реакцией, радиоактивным источником или любым другим источником излучения, и смягчения последствий таких событий в случае, если они будут иметь место. Нормы касаются установок и деятельности, связанных с радиационными рисками, включая ядерные установки, использование радиационных и радиоактивных источников, перевозку радиоактивных материалов и обращение с радиоактивными отходами.

Меры по обеспечению безопасности и физической безопасности¹ преследуют общую цель защиты жизни и здоровья людей и охраны окружающей среды. Меры по обеспечению безопасности и физической безопасности должны разрабатываться и осуществляться комплексно, таким образом, чтобы меры по обеспечению физической безопасности не осуществлялись в ущерб безопасности, и наоборот, чтобы меры по обеспечению безопасности не осуществлялись в ущерб физической безопасности.

Нормы безопасности МАГАТЭ отражают международный консенсус в отношении того, что является основой высокого уровня безопасности для защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения. Они выпускаются в Серии норм безопасности МАГАТЭ, которая состоит из документов трех категорий (см. рис. 1).

¹ См. также публикации в Серии изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности.



РИС. 1. Долгосрочная структура Серии норм безопасности МАГАТЭ.

Основы безопасности

Основы безопасности содержат основополагающие цели и принципы защиты и безопасности и служат основой для требований безопасности.

Требования безопасности

Комплексный и согласованный набор требований безопасности устанавливает требования, которые должны выполняться с целью обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды в настоящее время и в будущем. Требования регулируются целями и принципами основ безопасности. Если требования не выполняются, то должны приниматься меры для достижения или восстановления требуемого уровня безопасности. Формат и стиль требований облегчают их гармоничное использование для создания национальной основы регулирования. Требования, включая пронумерованные всеобъемлющие требования, выражаются формулировками “должен, должна, должно, должны”. Многие требования конкретной стороне не адресуются, а это означает, что за их выполнение отвечают соответствующие стороны.

Руководства по безопасности

В руководствах по безопасности содержатся рекомендации и руководящие материалы, касающиеся выполнения требований безопасности, и в них выражается международный консенсус в отношении необходимости принятия рекомендуемых мер (или эквивалентных альтернативных мер). В руководствах по безопасности сообщается о международной положительной практике, и они во все большей степени отражают образцовую практику с целью помочь пользователям достичь высокого уровня безопасности. Рекомендации, содержащиеся в руководствах по безопасности, формулируются с применением глагола “следует”.

ПРИМЕНЕНИЕ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

Основные пользователи норм безопасности в государствах – членах МАГАТЭ – это регулирующие и другие соответствующие государственные органы. Кроме того, нормы безопасности МАГАТЭ используются другими организациями-спонсорами и многочисленными организациями, которые занимаются проектированием, сооружением и эксплуатацией ядерных установок, а также организациями, участвующими в использовании радиационных и радиоактивных источников.

Нормы безопасности МАГАТЭ применяются в соответствующих случаях на протяжении всего жизненного цикла всех имеющихся и новых установок, используемых в мирных целях, и на протяжении всей нынешней и новой деятельности в мирных целях, а также в отношении защитных мер для уменьшения существующих радиационных рисков. Они могут использоваться государствами в качестве базы для их национальных регулирующих положений в отношении установок и деятельности.

Согласно Уставу МАГАТЭ нормы безопасности являются обязательными для МАГАТЭ применительно к его собственной работе, а также для государств применительно к работе, выполняемой с помощью МАГАТЭ.

Кроме того, нормы безопасности МАГАТЭ закладывают основу для услуг МАГАТЭ по рассмотрению безопасности, и они используются МАГАТЭ в содействии повышению компетентности, в том числе, для разработки учебных планов и организации учебных курсов.

Международные конвенции содержат требования, аналогичные требованиям, которые изложены в нормах безопасности МАГАТЭ, и делают их обязательными для договаривающихся сторон. Нормы безопасности МАГАТЭ, подкрепляемые международными конвенциями,

отраслевыми стандартами и подробными национальными требованиями, создают прочную основу для защиты людей и охраны окружающей среды. Существуют также некоторые особые вопросы безопасности, требующие оценки на национальном уровне. Например, многие нормы безопасности МАГАТЭ, особенно те из них, которые посвящены вопросам планирования или разработки мер по обеспечению безопасности, предназначаются, прежде всего, для применения к новым установкам и видам деятельности. На некоторых существующих установках, сооруженных в соответствии с нормами, принятыми ранее, требования, установленные в нормах безопасности МАГАТЭ, в полном объеме соблюдаться не могут. Вопрос о том, как нормы безопасности МАГАТЭ должны применяться на таких установках, решают сами государства.

Научные соображения, лежащие в основе норм безопасности МАГАТЭ, обеспечивают объективную основу для принятия решений по вопросам безопасности; однако лица, отвечающие за принятие решений, должны также выносить обоснованные суждения и должны определять, как лучше всего сбалансировать выгоды принимаемых мер или осуществляемой деятельности с учетом соответствующих радиационных рисков и любых иных вредных последствий этих мер или деятельности.

ПРОЦЕСС РАЗРАБОТКИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

Подготовкой и рассмотрением норм безопасности занимаются Секретариат МАГАТЭ и пять комитетов по нормам безопасности, охватывающих аварийную готовность и реагирование (ЭПРеСК) (с 2016 года), ядерную безопасность (НУССК), радиационную безопасность (РАССК), безопасность радиоактивных отходов (ВАССК) и безопасную перевозку радиоактивных материалов (ТРАНССК), а также Комиссия по нормам безопасности (КНБ), которая осуществляет надзор за программой по нормам безопасности МАГАТЭ (см. рис. 2).

Все государства – члены МАГАТЭ могут назначать экспертов в комитеты по нормам безопасности и представлять замечания по проектам норм. Члены Комиссии по нормам безопасности назначаются Генеральным директором, и в ее состав входят старшие правительственные должностные лица, несущие ответственность за установление национальных норм.

Для осуществления процессов планирования, разработки, рассмотрения, пересмотра и установления норм безопасности МАГАТЭ создана система управления. Особое место в ней занимают мандат МАГАТЭ, видение будущего применения норм, политики и стратегий безопасности и соответствующие функции и обязанности.

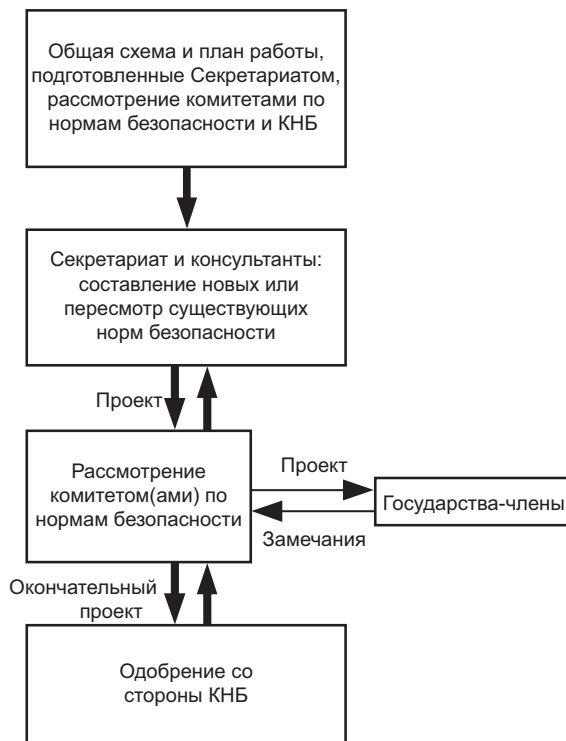


РИС. 2. Процесс разработки новых норм безопасности или пересмотр существующих норм.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ С ДРУГИМИ МЕЖДУНАРОДНЫМИ ОРГАНИЗАЦИЯМИ

При разработке норм безопасности МАГАТЭ 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 безопасности разрабатываются в сотрудничестве с другими органами системы Организации Объединенных Наций или другими специализированными учреждениями, включая Продовольственную и сельскохозяйственную организацию Объединенных Наций, Программу Организации Объединенных Наций по окружающей среде, Международную организацию труда, Агентство по ядерной энергии ОЭСР, Панамериканскую организацию здравоохранения и Всемирную организацию здравоохранения.

ТОЛКОВАНИЕ ТЕКСТА

Относящиеся к безопасности термины должны толковаться в соответствии с определениями, данными в Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности (см. <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>). Для руководств по безопасности аутентичным текстом является английский вариант.

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

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

Дополнение, если оно включено, рассматривается в качестве неотъемлемой части норм безопасности. Материал в дополнении имеет тот же статус, что и основной текст, и МАГАТЭ берет на себя авторство в отношении такого материала. Приложения и сноски к основному тексту, если они включены, используются для предоставления практических примеров или дополнительной информации или пояснений. Приложения и сноски неотъемлемой частью основного текста не являются. Материал в приложениях, опубликованный МАГАТЭ, не обязательно выпускается в качестве его авторского материала; в приложениях к нормам безопасности может быть представлен материал, имеющий другое авторство. Содержащийся в приложениях посторонний материал, с тем чтобы в целом быть полезным, по мере необходимости публикуется в виде выдержек и адаптируется.

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ	1
	Общие сведения (1.1–1.3)	1
	Цель (1.4–1.5)	2
	Сфера применения (1.6–1.11)	3
	Структура (1.12)	5
2.	ПРИМЕНЕНИЕ ЦЕЛИ, КОНЦЕПЦИЙ И ПРИНЦИПОВ БЕЗОПАСНОСТИ К ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ РЕАКТОРНЫМ УСТАНОВКАМ.	6
	Общие положения (2.1)	6
	Основополагающая цель безопасности (2.2–2.3)	6
	Основополагающие принципы безопасности (2.4–2.5)	7
	Радиационная защита (2.6–2.9)	9
	Концепция глубокоэшелонированной защиты (2.10–2.14)	11
	Дифференцированный подход (2.15–2.17)	13
3.	РЕГУЛИРУЮЩИЙ НАДЗОР ЗА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМИ РЕАКТОРНЫМИ УСТАНОВКАМИ.	15
	Правовая и регулирующая инфраструктура (3.1–3.3)	15
	Процесс выдачи официального разрешения (3.4–3.5)	16
	Требование 1. Документация по техническому обоснованию безопасности (3.6–3.12)	17
	Инспекции и обеспечение соблюдения (3.13–3.16)	20
4.	МЕНЕДЖМЕНТ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ И ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ	21
	Требование 2. Обязанности в сфере менеджмента для обеспечения безопасности (4.1–4.3)	21
	Требование 3. Политика безопасности (4.4–4.6)	23
	Система менеджмента	24
	Требование 4. Интегрированная система менеджмента (4.7–4.20)	24
	Проверка безопасности	28
	Требование 5. Оценка безопасности (4.21–4.26)	28
	Требование 6. Комитет по безопасности (4.27)	30

5.	ОЦЕНКА ПЛОЩАДКИ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК (5.1–5.12)	31
6.	ПРОЕКТИРОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК	34
	Общие положения (6.1–6.5)	34
	Основные технические требования	36
	Требование 7. Основные функции безопасности (6.6–6.7)	36
	Требование 8. Радиационная защита (6.8)	36
	Требование 9. Проектирование (6.9–6.12)	37
	Требование 10. Применение концепции глубокоэшелонированной защиты (6.13–6.17)	38
	Требование 11. Взаимосвязи безопасности, физической безопасности и государственной системы учета и контроля ядерного материала	40
	Требование 12. Применение дифференцированного подхода (6.18)	40
	Требование 13. Апробированная инженерно-техническая практика (6.19–6.24)	40
	Требование 14. Строительство (6.25–6.26)	42
	Требование 15. Средства, облегчающие обращение с радиоактивными отходами и вывод из эксплуатации (6.27–6.28)	43
	Общие требования при проектировании	43
	Требование 16. Классификация конструкций, систем и элементов по уровням безопасности (6.29–6.32)	43
	Требование 17. Проектные основы узлов, важных для безопасности (6.33–6.34)	45
	Требование 18. Постулируемые исходные события (6.35–6.44)	45
	Требование 19. Внутренние и внешние опасности (6.45–6.57)	47
	Требование 20. Проектные аварии (6.58–6.62)	51
	Требование 21. Проектные пределы (6.63)	52
	Требование 22. Запроектные условия (6.64–6.69)	52
	Требование 23. Инженерно-технические средства безопасности (6.70–6.72)	55
	Требование 24. Надежность узлов, важных для безопасности (6.73–6.75)	56
	Требование 25. Критерий единичного отказа (6.76–6.79)	57
	Требование 26. Отказы по общей причине (6.80)	58
	Требование 27. Физическое разделение и независимость систем безопасности	58

Требование 28. Отказобезопасное проектирование (6.81)	58
Требование 29. Аттестация узлов, важных для безопасности (6.82–6.84)	58
Требование 30. Учет ввода в эксплуатацию при проектировании (6.85)	59
Требование 31. Калибровка, испытания, техническое обслуживание, ремонт, замена, инспектирование и контроль узлов, важных для безопасности (6.86–6.89)	60
Требование 32. Учет аварийной готовности и реагирования при проектировании (6.90–6.91)	61
Требование 33. Учет вывода из эксплуатации при проектировании (6.92–6.93)	62
Требование 34. Учет радиационной защиты при проектировании (6.94–6.102)	63
Требование 35. Проектирование, направленное на обеспечение оптимальной работы оператора (6.103–6.107)	65
Требование 36. Безопасное использование и модификация (6.108–6.111)	66
Требование 37. Учет управления старением при проектировании (6.112–6.114)	67
Требование 38. Учет периодов длительного останова (6.115) . . .	68
Требование 39. Предотвращение несанкционированного доступа к узлам, важным для безопасности, или вмешательства в их работу (6.116)	69
Требование 40. Предотвращение деструктивных или неблагоприятных взаимодействий между важными для безопасности системами (6.117–6.118)	69
Требование 41. Анализ безопасности проекта (6.119–6.125)	70
Конкретные требования при проектировании	72
Требование 42. Здания и сооружения (6.126–6.127)	72
Требование 43. Средства локализации (6.128–6.137)	72
Требование 44. Проектирование активной зоны реактора и топлива (6.138–6.145)	74
Требование 45. Средства управления реактивностью (6.146–6.149)	76
Требование 46. Системы останова реактора (6.150–6.155)	77
Требование 47. Проектирование систем теплоносителя реактора и связанных с ними систем (6.156–6.163)	79
Требование 48. Аварийное охлаждение активной зоны реактора (6.164–6.166)	80
Требование 49. Системы контроля и управления (6.167–6.171) . .	81

Требование 50. Система защиты реактора (6.172–6.181)	82
Требование 51. Надежность и тестопригодность систем контроля и управления (6.182–6.183)	84
Требование 52. Применение компьютеризированного оборудования в важных для безопасности системах (6.184) . . .	85
Требование 53. Помещение щита управления (6.185–6.187)	86
Требование 54. Помещение резервного щита управления (6.188)	87
Требование 55. Центры аварийного реагирования на площадке (6.189)	87
Энергоснабжение	88
Требование 56. Системы электроснабжения (6.190–6.192)	88
Требование 57. Системы радиационной защиты (6.193–6.194) . .	88
Требование 58. Системы для обращения с топливом и компонентами активной зоны и их хранения (6.195–6.200) . . .	90
Требование 59. Системы обращения с радиоактивными отходами (6.201–6.203)	91
Требование 60. Характеристики обслуживаемых систем и вспомогательных систем (6.204)	92
Требование 61. Системы противопожарной защиты (6.205–6.209)	92
Требование 62. Системы освещения	93
Требование 63. Грузоподъемное оборудование (6.210)	93
Требование 64. Системы кондиционирования воздуха и системы вентиляции (6.211)	94
Требование 65. Системы обеспечения сжатым воздухом	95
Требование 66. Экспериментальные устройства (6.212–6.214) . .	95
7. ЭКСПЛУАТАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК	96
Организационные положения	96
Требование 67. Обязанности эксплуатирующей организации (7.1–7.9)	96
Требование 68. Структура и функции эксплуатирующей организации (7.10–7.12)	100
Требование 69. Эксплуатационный персонал (7.13–7.27)	100
Требование 70. Подготовка, переподготовка и аттестация персонала (7.28–7.31)	104
Требование 71. Эксплуатационные пределы и условия (7.32–7.43)	105
Требование 72. Осуществление связанной с безопасностью деятельности (7.44–7.46)	108

Ввод в эксплуатацию	108
Требование 73. Программа ввода в эксплуатацию (7.47–7.56) . . .	108
Требование 74. Технологические регламенты эксплуатации (7.57–7.62)	111
Требование 75. Помещения центрального щита управления, резервного щита управления и аппарата управления (7.63–7.65)	113
Требование 76. Материальные условия и административно- хозяйственное содержание (7.66–7.67)	114
Требование 77. Техническое обслуживание, периодические испытания и инспекции (7.68–7.76)	114
Требование 78. Управление активной зоной и обращение с топливом (7.77–7.84)	116
Требование 79. Противопожарная безопасность (7.85–7.87)	119
Требование 80. Безопасность при работах, не связанных с источниками излучения (7.88)	120
Требование 81. Аварийная готовность (7.89–7.93)	120
Требование 82. Учетно-отчетная документация (7.94–7.97)	122
Требование 83. Использование и модификация исследовательского реактора (7.98–7.106)	123
Требование 84. Программа радиационной защиты (7.107–7.114)	125
Требование 85. Обращение с радиоактивными отходами (7.115–7.119)	127
Требование 86. Управление старением (7.120–7.122)	128
Требование 87. Длительный останов (7.123–7.125)	129
Требование 88. Учет опыта эксплуатации (7.126–7.129)	131
8. ПОДГОТОВКА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ	132
Требование 89. План вывода из эксплуатации (8.1–8.8)	132
9. ВЗАИМОСВЯЗИ МЕЖДУ БЕЗОПАСНОСТЬЮ И ФИЗИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ	134
Требование 90. Взаимосвязи между ядерной безопасностью и физической ядерной безопасностью (9.1–9.8)	134

ДОБАВЛЕНИЕ I. ОТДЕЛЬНЫЕ ПОСТУЛИРУЕМЫЕ ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ.	137
ДОБАВЛЕНИЕ II. АСПЕКТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ, ТРЕБУЮЩИЕ ОСОБОГО РАССМОТРЕНИЯ ...	141
СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ	143
ПРИЛОЖЕНИЕ I. НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ.....	145
ПРИЛОЖЕНИЕ II. ОБЗОР ПРИМЕНЕНИЯ ТРЕБОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ К ПОДКРИТИЧЕСКИМ СБОРКАМ.....	148
ОПРЕДЕЛЕНИЯ	151
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	153

1. ВВЕДЕНИЕ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

1.1. Настоящая публикация заменяет выпущенную в 2005 году в категории «Требования безопасности» публикацию «Безопасность исследовательских реакторов» Серии норм безопасности МАГАТЭ, № NS-R-4¹. Были учтены положения, содержащиеся в публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № SF-1 «Основополагающие принципы безопасности» [1], выпущенной в 2007 году. Требования, предъявляемые к ядерной безопасности, имеют целью обеспечить наивысший уровень безопасности, который может быть реально достигнут, для защиты работников и другого персонала площадки, населения и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующих излучений, возникающих при работе ядерных установок. При этом учитывается, что технологии и научные знания постоянно совершенствуются и что принципы ядерной безопасности и адекватность защиты от радиационных рисков необходимо рассматривать в контексте современного состояния знаний. Требования к безопасности со временем меняются, и настоящая публикация категории «Требования безопасности» отражает международный консенсус, достигнутый на данный момент.

1.2. В настоящей публикации категории «Требования безопасности» устанавливаются требования ко всем важным областям деятельности по обеспечению безопасности исследовательских реакторов, в особенности требования к проектированию и эксплуатации².

¹ МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, «Безопасность исследовательских реакторов», Серия норм безопасности МАГАТЭ № NS-R-4, МАГАТЭ, Вена (2010).

² Важные области деятельности по обеспечению безопасности исследовательских реакторов включают все виды деятельности, выполняемые для достижения той цели, для которой ядерный исследовательский реактор был спроектирован и построен либо 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.

1.3. Ряд требований по безопасности ядерных исследовательских реакторов идентичны или аналогичны требованиям, применяемым к ядерным энергетическим реакторам. Ввиду серьезных различий между энергетическими реакторами и исследовательскими реакторами и между разными типами исследовательских реакторов³, включая критические сборки и подкритические сборки, эти требования подлежат применению с учетом потенциальных опасностей, связанных с реактором, посредством дифференцированного подхода (см. пункты 2.15-2.17 и публикацию Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSG-22 «Использование дифференцированного подхода при применении требований безопасности для исследовательских реакторов» [2]).

ЦЕЛЬ

1.4. Главная цель настоящей публикации категории «Требования безопасности» – заложить основу для обеспечения безопасности и для оценки безопасности на всех стадиях жизненного цикла исследовательского реактора путем установления требований по таким аспектам, как регулирующий надзор, менеджмент для обеспечения безопасности, оценка площадки⁴, проектирование, изготовление, строительство, ввод в эксплуатацию, эксплуатация, включая использование и модификации, и планирование вывода из эксплуатации.

1.5. В соответствии с этой целью устанавливаются технические и административные требования в отношении безопасности исследовательских реакторов. Настоящая публикация предназначена для организаций, которые занимаются вопросами проектирования, изготовления, строительства, эксплуатации, модификации, технического

³ Исследовательский реактор – это ядерный реактор, используемый главным образом с целью генерации и использования потока нейтронов и ионизирующих излучений в исследовательских и иных целях, включая экспериментальные установки, связанные с реактором, и установки по хранению, обработке и переработке радиоактивных материалов на той же площадке, которые имеют прямое отношение к безопасной эксплуатации исследовательского реактора. Сюда входят установки, обычно известные как критические сборки и подкритические сборки.

⁴ В данном контексте территория площадки означает географический район, в котором находится разрешенная установка или источник излучения либо осуществляется разрешенная деятельность и в пределах которого орган, управляющий разрешенной установкой или разрешенной деятельностью, может непосредственно начинать противоаварийные действия. Граница площадки – это периметр территории площадки.

обслуживания и вывода из эксплуатации исследовательских реакторов, проведением анализа, проверок и рассмотрений безопасности и оказанием технической поддержки, а также для регулирующих органов.

СФЕРА ПРИМЕНЕНИЯ

1.6. Требования безопасности, установленные в настоящей публикации, применяются при оценке площадки, проектировании, изготовлении, строительстве, вводе в эксплуатацию, эксплуатации, в том числе использовании и модификации, и выводе из эксплуатации исследовательских реакторов, включая критические сборки и подкритические сборки. Требования безопасности, установленные в настоящей публикации, должны также применяться, насколько это практически целесообразно, к существующим исследовательским реакторам.

1.7. Для целей настоящей публикации исследовательский реактор – это ядерный реактор (в том числе критические сборки и подкритические сборки), используемый в ядерных исследованиях и для генерации и использования излучений в исследовательских и иных целях. В это определение не входят ядерные реакторы, используемые для производства электроэнергии, опреснения и централизованного теплоснабжения, а также силовые установки морских судов. Данный термин охватывает активную зону реактора, используемые радиоактивные источники, экспериментальные устройства⁵, все системы, необходимые для их эксплуатации, действующие на объекте установки, содержащие ядерный материал (облученный или нет), установки по обращению с радиоактивными отходами и все другие установки, имеющие отношение либо к реактору, либо к связанным с ним экспериментальным установкам и устройствам, размещенным на площадке реактора.

1.8. 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

⁵ Для целей настоящей нормы безопасности термин «экспериментальные устройства» означает устройства, установленные в реакторе или вблизи него для использования потока нейтронов и ионизирующего излучения реактора для исследований и разработок, производства изотопов или любой другой цели.

применение дополнительных мер или даже применение требований, предъявляемых к энергетическим реакторам, и/или дополнительных мер безопасности (например, в случае реакторов, используемых для испытания опасных материалов). В случае таких установок требования (и технические нормы), степень их применения и любые дополнительные меры безопасности, которые, возможно, необходимо принимать, должны предлагаться эксплуатирующей организацией и одобряться регулирующим органом. Гомогенные реакторы и электроядерные системы в настоящей публикации не рассматриваются.

1.9. Все установленные в настоящем документе требования обязательны для применения, за исключением случаев, когда может быть обосновано, что для конкретного исследовательского реактора, критической сборки или подкритической сборки применение некоторых требований может быть дифференцированным. Каждый случай дифференцированного применения требований должен быть описан с учетом характера и возможной величины опасностей, связанных с конкретной установкой и осуществляемой деятельностью. В дальнейшем подкритические сборки будут упоминаться отдельно только в том случае, если то или иное конкретное требование не относится к подкритическим сборкам или применимо только к ним. В пункте 2.17 излагаются факторы, которые необходимо учитывать при принятии решения о том, может ли применение некоторых установленных требований быть дифференцированным.

1.10. В настоящей публикации не рассматриваются:

- a) требования, которые непосредственно охватываются в других публикациях МАГАТЭ категории «Требования безопасности» (например [3-7]);
- b) вопросы, касающиеся физической ядерной безопасности (помимо взаимосвязи между ядерной безопасностью и физической ядерной безопасностью, о которой говорится в разделе 9) и государственной системы учета и контроля ядерного материала;
- c) вопросы обычной промышленной безопасности, которые ни при каких обстоятельствах не могут повлиять на безопасность исследовательского реактора;
- d) нерадиологические последствия эксплуатации исследовательской реакторной установки.

1.11. Термины в настоящей публикации следует трактовать в соответствии с их определениями и пояснениями, данными в Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности [8], если не оговорено иное (см. раздел «Определения»).

СТРУКТУРА

1.12. В настоящей публикации категории «Требования безопасности» прослеживается связь между целями безопасности и принципами безопасности, а также между требованиями к функциям ядерной безопасности и проектными критериями и эксплуатационными критериями, имеющими отношение к безопасности. Она состоит из девяти разделов, двух добавлений и двух приложений. В разделе 2, опирающемся на SF-1 [1], сформулированы общие цели безопасности, концепции и принципы безопасности ядерных установок, при этом упор делается на радиационную безопасность и аспекты ядерной безопасности исследовательских реакторов. В разделе 3, составленном на основе документа Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 1 (Rev. 1) «Государственная, правовая и регулирующая основа обеспечения безопасности» [3], говорится об общих требованиях к правовой и регулирующей инфраструктуре в той мере, в какой они применимы к исследовательским реакторам. Раздел 4 посвящен требованиям, касающимся менеджмента для обеспечения безопасности и проверки безопасности. Этот раздел основан положениях публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 2 «Лидерство и менеджмент для обеспечения безопасности» [4]. В разделе 5 устанавливаются требования, касающиеся оценки и выбора площадки для исследовательского реактора, и посвящен оценке новых площадок и площадок существующих исследовательских реакторных установок. Этот раздел основан на положениях публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № NS-R-3 (Rev. 1) «Оценка площадок для ядерных установок» [5]. В разделе 6 устанавливаются требования по безопасному проектированию всех типов исследовательских реакторов с учетом соображений, указанных в пунктах 1.8 и 1.9. Изложенный в нем материал согласован с публикацией категории «Требования безопасности» по той же теме для атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ № SSR-2/1 (Rev. 1) «Безопасность атомных электростанций: проектирование» [9]. В разделе 7 устанавливаются требования по безопасной эксплуатации исследовательских реакторов, включая ввод в эксплуатацию, техническое обслуживание, использование и модификацию. Изложенный в нем материал согласован с публикацией категории «Требования безопасности» по той же теме для

атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ № SSR-2/2 (Rev. 1) «Безопасность атомных электростанций: ввод в эксплуатацию и эксплуатация» [10]. В разделе 8 устанавливаются требования, касающиеся подготовки к безопасному выводу исследовательских реакторов из эксплуатации, на основе положений публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 6 «Вывод из эксплуатации установок» [11], а в разделе 9 – требования, касающиеся взаимосвязи между безопасностью и физической безопасностью. В Добавлении I содержится перечень отдельных постулируемых исходных событий, которые должны учитываться при анализе безопасности исследовательского реактора. Добавление II посвящено эксплуатационным аспектам, требующим к себе особого внимания. В Приложении I перечислены отдельные функции безопасности систем безопасности исследовательских реакторов и других узлов, связанных с безопасностью, обычно включаемых в конструкцию исследовательского реактора. В Приложении II представлен общий обзор применения требований безопасности к подкритическим сборкам.

2. ПРИМЕНЕНИЕ ЦЕЛИ, КОНЦЕПЦИЙ И ПРИНЦИПОВ БЕЗОПАСНОСТИ К ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ РЕАКТОРНЫМ УСТАНОВКАМ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

2.1. В публикации SF-1 [1] устанавливается основополагающая цель безопасности и десять основополагающих принципов безопасности, которые являются основой для разработки требований и принятия мер по защите людей и охране окружающей среды от вредного воздействия ионизирующих излучений и по обеспечению безопасности установок и деятельности, связанных с радиационными рисками.

ОСНОВОПОЛАГАЮЩАЯ ЦЕЛЬ БЕЗОПАСНОСТИ

2.2. Основополагающая цель безопасности – защита людей и охрана окружающей среды от вредного воздействия ионизирующих излучений. Эта основополагающая цель безопасности должна достигаться, и десять

принципов безопасности должны применяться без неоправданного ограничения эксплуатации установок или осуществления деятельности, связанных с радиационными рисками. Для обеспечения того, чтобы при эксплуатации исследовательских реакторов и осуществлении деятельности достигались наивысшие реально возможные стандарты безопасности, должны приниматься меры, направленные на достижение следующего (см. пункт 2.1 документа SF-1 [1]):

- «а) обеспечение контроля за радиационным облучением людей и выбросом радиоактивного материала в окружающую среду;
- б) ограничение вероятности событий, которые могут привести к утрате контроля за активной зоной ядерного реактора, ядерной цепной реакцией, радиоактивным источником или любым другим источником излучения;
- с) смягчение последствий таких событий в случае, если они будут иметь место.»

2.3. Пункт 2.2 документа SF-1 [1] гласит:

«Основополагающая цель безопасности применяется в отношении всех установок и видов деятельности и на всех этапах жизненного цикла установки или источника излучения, включая планирование, выбор площадки, проектирование, изготовление, строительство, ввод в эксплуатацию и эксплуатацию [и использование], а также вывод из эксплуатации и закрытие. К ним относятся также соответствующая перевозка радиоактивного материала и обращение с радиоактивными отходами.»

ОСНОВОПОЛАГАЮЩИЕ ПРИНЦИПЫ БЕЗОПАСНОСТИ

2.4. Пункт 2.3 документа SF-1 [1] гласит:

«Сформулированы десять принципов безопасности, на базе которых разрабатываются требования безопасности и будут предприниматься меры по обеспечению безопасности для достижения основополагающей цели безопасности. Принципы безопасности взаимосвязаны и применяются в своей совокупности, и, хотя на практике значение различных принципов может меняться в зависимости от конкретных обстоятельств, необходимо обеспечить надлежащее применение всех соответствующих принципов».

2.5. Требования, представленные в настоящей публикации, вытекают из основной цели безопасности, заключающейся в защите людей и охране окружающей среды, и из связанных с ней принципов безопасности [1].

Принцип 1. Ответственность за обеспечение безопасности

Главную ответственность за обеспечение безопасности должны нести лицо или организация⁶, которые отвечают за соответствующие установки и деятельность, связанные с радиационными рисками.

Принцип 2. Роль правительства

Необходимо создать и поддерживать эффективную правовую и государственную основу обеспечения безопасности, включая независимый регулирующий орган.

Принцип 3. Лидерство и менеджмент для обеспечения безопасности

В организациях, занимающихся вопросами радиационных рисков, и на установках и в рамках деятельности, связанных с радиационными рисками, необходимо создать и поддерживать эффективную систему лидерства и менеджмента для обеспечения безопасности.

Принцип 4. Обоснование установок и деятельности

Эксплуатация установок и деятельность, связанные с радиационными рисками, должны приносить общие положительные результаты.

Принцип 5. Оптимизация защиты

Необходимо оптимизировать защиту, чтобы обеспечить наивысший уровень безопасности, который может быть реально достигнут.

Принцип 6. Ограничение рисков в отношении физических лиц

Меры по контролю за радиационными рисками должны обеспечивать, чтобы ни одно физическое лицо не подвергалось неприемлемому риску причинения вреда.

⁶ В случае исследовательских реакторных установок это эксплуатирующая организация.

Принцип 7. Защита нынешнего и будущих поколений

Нынешнее и будущее население и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков.

Принцип 8. Предотвращение аварий

Необходимо предпринимать все практически возможные усилия для предотвращения и смягчения последствий ядерных или радиационных аварий.

Принцип 9. Аварийная готовность и реагирование

Должны приниматься меры по обеспечению аварийной готовности и реагирования в случае ядерных или радиационных инцидентов.

Принцип 10. Защитные меры по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков

Защитные меры по уменьшению имеющихся или нерегулируемых радиационных рисков должны быть обоснованы и оптимизированы.

Требования, вытекающие из этих принципов, должны применяться с целью сведения к минимуму и контроля радиационных рисков для работников и другого персонала, населения и окружающей среды.

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА

2.6. В целях выполнения этих принципов безопасности необходимо, чтобы во всех эксплуатационных состояниях исследовательского реактора и при проведении любой связанной с этим деятельности, включая эксперименты, дозы облучения на исследовательской реакторной установке или в результате любого запланированного радиоактивного выброса с установки поддерживались ниже пределов дозы и на разумно достижимом низком уровне (требуется оптимизация защиты и безопасности [7]).

2.7. Для применения принципов безопасности также необходимо, чтобы исследовательские реакторы проектировались и эксплуатировались таким образом, чтобы все источники излучения находились под строгим техническим и административным контролем. Однако эти принципы

не исключают ограниченных доз облучения или выброса официально разрешенных объемов радиоактивных веществ в окружающую среду с исследовательской реакторной установки в эксплуатационных состояниях. Такие дозы облучения и радиоактивные выбросы необходимо строго контролировать, регистрировать и поддерживать их на разумно достижимом низком уровне в соответствии с регулируемыми требованиями и эксплуатационными пределами, а также требованиями радиационной защиты.

2.8. 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 события, которое может привести к утрате нормального контроля за источниками излучений, будет существовать некоторая вероятность – хотя и очень низкая – того, что авария все же может произойти. Поэтому должны проводиться противоаварийные мероприятия, призванные обеспечить смягчение последствий любой фактически происшедшей аварии. Такие меры и мероприятия включают: инженерно-технические средства безопасности; средства безопасности для запроектных условий; планы противоаварийных мероприятий на площадке и осуществляемые на площадке процедуры, разработанные эксплуатирующей организацией; возможные меры аварийного вмешательства за пределами площадки, утвержденные соответствующими компетентными органами, в соответствии с положениями публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 7 «Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации» [6].

2.9. Идеология безопасности, которой руководствуются для выполнения принципов, заявленных в SF-1 [1], основана на концепции глубокоэшелонированной защиты и применении мер в рамках системы менеджмента для достижения безопасности и мер проверки безопасности в течение всего срока службы исследовательской реакторной установки. Идеология безопасности касается средств, с помощью которых организация помогает отдельным лицам и группам безопасно выполнять поставленные перед ними задачи, с учетом факторов взаимодействия человека, технологий и организации.

КОНЦЕПЦИЯ ГЛУБОКОЭШЕЛОНИРОВАННОЙ ЗАЩИТЫ

2.10. Главным средством предотвращения аварий на исследовательской реакторной установке и смягчения последствий аварий в случае их возникновения является применение концепции глубокоэшелонированной защиты. Эта концепция применяется ко всем видам связанной с обеспечением безопасности деятельности – организационным, поведенческим и связанным с проектированием – во всех эксплуатационных состояниях.

2.11. Применение концепции глубокоэшелонированной защиты на всех этапах проектирования и эксплуатации предусматривает защиту от ожидаемых при эксплуатации событий и аварий, включая аварии, которые происходят в результате отказа оборудования или ненадлежащих действий человека на установке, и событий, вызванных внешними опасностями.

2.12. Применение концепции глубокоэшелонированной защиты при проектировании исследовательского реактора предусматривает создание серии уровней защиты (на основе внутренне присущих свойств, оборудования и процедур) с целью предотвращения аварий и обеспечения достаточной защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия излучения и смягчения последствий аварии в случае, если она произойдет. В пункте 3.31 документа SF-1 [1] говорится: «Независимая эффективность разных уровней защиты – необходимый элемент глубокоэшелонированной защиты». Однако концепция глубокоэшелонированной защиты применяется с учетом дифференцированного подхода. Существует пять уровней защиты.

- 1) Цель первого уровня защиты состоит в том, чтобы предотвращать отклонения от нормальной эксплуатации и отказы узлов, важных для безопасности. В результате этого возникает требование, чтобы исследовательская реакторная установка была надежно и с консервативным запасом размещена, спроектирована, построена, эксплуатировалась и обслуживалась в соответствии с системой менеджмента и апробированной инженерно-технической практикой, такой как применение принципов резервирования, независимости и разнопринципности. Для достижения этой цели серьезное внимание уделяется подбору соответствующих проектных норм и материалов, а также контролю за изготовлением элементов и контролю за строительством, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией и техническим обслуживанием исследовательского реактора.

- 2) Цель второго уровня защиты – обнаружение и контроль отклонений от нормальных эксплуатационных состояний, с тем чтобы не допустить разрастания ожидаемых при эксплуатации событий до масштаба аварийных условий. Это делается ввиду признания того, что некоторые постулируемые исходные события, вероятно, могут произойти в определенный момент в течение срока эксплуатации исследовательского реактора, несмотря на меры предосторожности, принимаемые с целью их предотвращения. Для этого уровня защиты необходимо предусматривать в конструкции специальные системы и функции, определенные в результате проведения анализа безопасности, и устанавливать 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 маловероятно – развитие некоторых ожидаемых при эксплуатации событий или постулируемых исходных событий может быть не взято под контроль 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 исследовательской реакторной установки после таких событий. В этой связи возникает требование, состоящее в том, что инженерно-технические средства безопасности должны быть способны перевести исследовательский реактор сначала в контролируемое состояние, а затем и в безопасное состояние. Радиологическая цель состоит в том, чтобы добиться нулевого или лишь незначительного радиологического воздействия за пределами площадки.
- 4) Цель четвертого уровня защиты состоит в смягчении последствий аварий, которые возникают в результате отказа третьего уровня эшелонированной защиты. Наиболее важная задача для этого уровня – поддержать функцию локализации, обеспечивая таким образом удержание радиоактивных выбросов на разумно достижимом низком уровне.
- 5) Цель пятого и последнего уровня защиты состоит в смягчении радиологических последствий радиоактивных выбросов, которые потенциально могут происходить в случае аварии. Это требует наличия надлежащим образом оснащенной базы аварийного реагирования, противоаварийных планов и процедур для аварийного реагирования на площадке и, если это необходимо, за ее пределами.

2.13. Актуальным аспектом применения концепции глубокоэшелонированной защиты на исследовательском реакторе является то, что в проекте должен быть предусмотрен ряд физических барьеров, а также сочетание активных, пассивных и обладающих естественной безопасностью свойств, которые будут способствовать эффективности физических барьеров в деле локализации радиоактивных материалов в установленных местах. Число необходимых барьеров будет зависеть от потенциальных параметров источника выброса с точки зрения объема и изотопного состава радионуклидов, эффективности отдельных барьеров, возможных внутренних и внешних опасностей, а также потенциальных последствий отказов барьеров.

2.14. 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, с тем чтобы обеспечить достижение целей безопасности. Он включает систематический критический обзор путей, которыми могут происходить отказы конструкций, систем и элементов исследовательского реактора, и определяет последствия таких отказов. Во время анализа безопасности исследуются: все планируемые обычные эксплуатационные режимы исследовательской реакторной установки; показатели ее работы в период ожидаемых при эксплуатации событий; в условиях проектной аварии и, если это необходимо, при такой последовательности событий, которая может привести к возникновению запроектных условий (см. требование 22 и пункты 6.64-6.68). Требования по анализу безопасности при проектировании содержатся в пунктах 6.119-6.125. Эти анализы независимо рассматриваются эксплуатирующей организацией и регулирующим органом (пункты 3.1-3.3).

ДИФФЕРЕНЦИРОВАННЫЙ ПОДХОД

2.15. Исследовательские реакторы используются для специальных и различных целей, таких как научные исследования, подготовка кадров, 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 быть далеко не одинаковыми, поскольку на работу реакторов может влиять использование экспериментальных устройств. Кроме того, необходимость

обеспечения гибкости в их использовании требует применения дифференцированного подхода в отношении достижения и поддержания безопасности.

2.16. Большинство исследовательских реакторов создают меньше потенциальных опасностей для населения, чем атомные электростанции, однако они могут создавать значительно большие потенциальные опасности для операторов, исследователей и других пользователей, что обусловлено относительной простотой доступа к источнику излучения или радиоактивным материалам. Количественная категоризация установки должна выполняться на основе потенциальной опасности, связанной с исследовательским реактором (см. документ SSG-22 [2]).

2.17. Факторы, которые необходимо учитывать при принятии решения о том, может ли применение некоторых требований, установленных в настоящей публикации, быть дифференцированным, включают:

- a) мощность реактора;
- b) потенциальные 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, регулирование реактивности и естественные и дополнительные средства безопасности (в том числе предназначенные для предотвращения случайного возникновения критичности);
- h) качество конструкции защитной оболочки или других средств локализации;
- i) характер использования реактора (экспериментальные устройства, испытания и эксперименты по физике реактора);
- j) выбор площадки, в том числе с учетом внешних опасностей, связанных с площадкой, и близости к группам населения;
- k) простоту или сложность изменения общей конфигурации.

3. РЕГУЛИРУЮЩИЙ НАДЗОР ЗА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМИ РЕАКТОРНЫМИ УСТАНОВКАМИ

ПРАВОВАЯ И РЕГУЛИРУЮЩАЯ ИНФРАСТРУКТУРА

3.1. В соответствии с положениями GSR Part 1 (Rev. 1) [3] правительство должно обеспечивать наличие соответствующей правовой инфраструктуры для исследовательских реакторных установок. Такая инфраструктура должна обеспечивать регулирование ядерной деятельности и четкое распределение ответственности за безопасность на всех стадиях срока службы установки. Правительство отвечает за принятие законодательства, которое возлагает главную ответственность за обеспечение безопасности на эксплуатирующую организацию и предусматривает создание регулирующего органа. Регулирующий орган отвечает за установление регулирующих положений, предусматривающих создание системы выдачи официальных разрешений⁷ для целей регулирующего контроля за ядерной деятельностью и обеспечения выполнения регулирующих положений. Эти принципы изложены в разделе 3 (принципы 1 и 2) документа SF-1 [1].

3.2. Общие требования в отношении безопасности, касающиеся выполнения этих принципов, изложены в GSR Part 1 (Rev. 1) [3]. Публикация GSR Part 1 (Rev. 1) охватывает важные аспекты государственной и правовой основы для создания регулирующего органа и реализации мер, необходимых для обеспечения эффективного регулирующего контроля существующих и новых установок и деятельности, имеющих мирные цели. Охватываются также другие обязанности и функции, такие, как связи в рамках глобального режима безопасности и связи для предоставления необходимых вспомогательных услуг в целях обеспечения безопасности (включая радиационную защиту), аварийной готовности и реагирования, физической ядерной безопасности⁸ и создания

⁷ Официальное разрешение на эксплуатацию установки или осуществление деятельности может выдаваться эксплуатирующей организации или лицу регулирующим органом или другим государственным органом. Официальное разрешение включает утверждение, письменное разрешение, лицензирование, сертификацию или регистрацию. См. [8] и требование 23 в GSR Part 1 (Rev. 1) [3].

⁸ МАГАТЭ публикует руководящие материалы по физической ядерной безопасности в Серии изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности.

и функционирования государственной системы учета и контроля ядерного материала. Данные общие требования применяются в отношении общей правовой и государственной инфраструктуры обеспечения безопасности исследовательских реакторов при выполнении работ по оценке площадки, проектированию, строительству, вводу в эксплуатацию, эксплуатации, включая использование и модификацию, и выводу из эксплуатации. Принципиально важно применение дифференцированного подхода соразмерно потенциальным опасностям установки, который будет использоваться при определении и применении надлежащих требований безопасности (см. пункты 2.15-2.17).

3.3. В соответствии с GSR Part 1 (Rev. 1) [3] правительство должно создать и поддерживать эффективный независимый регулирующий орган для регулирующего контроля за установками и деятельностью (требования 3 и 4 GSR Part 1 (Rev. 1) [3]). Чтобы быть эффективным, регулирующий орган должен быть наделен законными правовыми полномочиями и ресурсами, необходимыми для обеспечения того, чтобы он мог выполнять свои обязанности и функции. Они включают полномочие по рассмотрению и оценке связанной с безопасностью информации, которую представляет эксплуатирующая организация в процессе выдачи официального разрешения, и по применению соответствующих регулирующих положений (например, путем выдачи, изменения или отзыва официальных разрешений или их условий), включая проведение инспекций по проверке соблюдения и аудитов, принятие мер по обеспечению соблюдения и предоставление в надлежащих случаях информации другим компетентным органам и населению.

ПРОЦЕСС ВЫДАЧИ ОФИЦИАЛЬНОГО РАЗРЕШЕНИЯ

3.4. Выдача официального разрешения – это продолжающийся процесс, который начинается со стадии оценки площадок и длится вплоть до выведения установки из-под регулирующего контроля. Процесс выдачи официального разрешения в государствах может различаться, но основные стадии процесса выдачи официального разрешения в отношении ядерных исследовательских реакторов должны включать следующее:

- a) оценку площадки;
- b) проектирование;
- c) строительство;
- d) ввод в эксплуатацию;

- e) эксплуатацию, включая использование и модификацию⁹;
- f) вывод из эксплуатации;
- g) выведение из-под регулирующего контроля.

3.5. В некоторых случаях для нескольких стадий выдается единая лицензия, однако к ней прилагаются условия для контроля за последующими стадиями. Несмотря на эти различия в национальной практике государств эксплуатирующая организация должна в рамках процесса выдачи официального разрешения представлять регулирующему органу для рассмотрения и оценки детальное обоснование безопасности в виде документации по техническому обоснованию безопасности, которая включает соответствующий анализ безопасности.

Требование 1. Документация по техническому обоснованию безопасности

Документация по техническому обоснованию безопасности исследовательской реакторной установки должна готовиться эксплуатирующей организацией. Документация по техническому обоснованию безопасности должна содержать обоснование в отношении площадки и проекта и должна служить основой для безопасной эксплуатации исследовательского реактора. Документация по техническому обоснованию безопасности должна рассматриваться и оцениваться регулирующим органом до того, как проект исследовательского реактора получит официальное разрешение на переход к следующей стадии. Документация по техническому обоснованию безопасности должна периодически обновляться на протяжении всего срока службы исследовательского реактора для отражения модификаций установки и на основе накопленного опыта и в соответствии с регулирующими требованиями.

3.6. Документация по техническому обоснованию безопасности является одним из основных документов для выдачи официального разрешения в отношении реакторной установки и важным звеном связи между

⁹ Хотя использование и модификация исследовательских реакторов – это деятельность, которая обычно включается в эксплуатацию, эти виды деятельности могут рассматриваться как отдельные стадии в процессе выдачи официального разрешения, поскольку связанные с ними последствия для безопасности обуславливают проведение большого объема работ по рассмотрению и оценке, которые повторяются много раз в течение срока службы реакторной установки (см. пункты 7.98-7.106).

эксплуатирующей организацией и регулирующим органом. Документация по техническому обоснованию безопасности должна содержать детальное описание реакторной площадки, реакторной установки и экспериментальных устройств и всех других значимых для безопасности установок и видов деятельности. Она должна включать подробное описание общих принципов и критериев безопасности, применяемых к проекту в целях безопасности реактора, защиты эксплуатационного персонала¹⁰ и населения и охраны окружающей среды. Документация по техническому обоснованию безопасности должна содержать анализ потенциальных рисков, связанных с эксплуатацией реактора. Документация по техническому обоснованию безопасности должна включать анализ безопасности применительно к последовательности развития аварии и должна содержать описание средств безопасности, включенных в проект для предотвращения или сведения к минимуму вероятности возникновения аварий или для смягчения их последствий в соответствии с концепцией глубокоэшелонированной защиты.

3.7. Анализ безопасности в документации по техническому обоснованию безопасности должна создавать основу для эксплуатационных пределов и условий для реактора. Документация по техническому обоснованию безопасности должна содержать данные об эксплуатирующей организации, проведении операций и системе менеджмента в течение всего срока службы исследовательской реакторной установки. Документация по техническому обоснованию безопасности должна также содержать информацию о противоаварийных мероприятиях в связи с исследовательским реактором, хотя это не устраняет необходимости наличия детально разработанных противоаварийных мероприятий в соответствии с требованием 81.

3.8. Документация по техническому обоснованию безопасности должна включать информацию, свидетельствующую о соблюдении национального законодательства и требований регулирующего органа. Степень подробности информации, которая должна быть представлена в документации по техническому обоснованию безопасности, определяется на основе дифференцированного подхода. В случае реакторов с высокими уровнями мощности в документации по техническому обоснованию безопасности обычно должна содержаться более подробная информация, например о конструкции реактора и сценариях аварии. Для некоторых реакторов

¹⁰ К эксплуатационному персоналу относятся руководитель реактора, начальники смены, операторы, персонал технического обслуживания и персонал, занимающийся вопросами радиационной защиты.

(например, исследовательских реакторов, представляющих небольшую потенциальную опасность, критических или подкритических сборок) требования в отношении содержания документации по техническому обоснованию безопасности могут быть гораздо менее высокими. Однако во всех случаях документация по техническому обоснованию безопасности должна отражать все вопросы, перечисленные в пунктах 3.6-3.7.

3.9. Документация по техническому обоснованию безопасности должна содержать ссылки на справочные материалы, которые могут потребоваться для ее тщательного рассмотрения и оценки. Эти справочные материалы должны быть легко доступны регулирующему органу и не должны иметь грифа секретности или ограничений, которые могли бы помешать надлежащему рассмотрению и оценке.

Рассмотрение и оценка, проводимые регулирующим органом

3.10. Рассмотрение и оценка информации (обычно в виде документации по техническому обоснованию безопасности), представленной эксплуатирующей организацией в поддержку заявки на получение официального разрешения, должны выполняться регулирующим органом. Конкретные цели рассмотрения и оценки, проводимых регулирующим органом, указаны в GSR Part 1 (Rev. 1) [3]. В соответствии с дифференцированным подходом критерии рассмотрения и оценки должны быть соразмерны величине потенциальных радиационных рисков, связанных с функционированием исследовательской реакторной установки. В случае необходимости регулирующий орган может запрашивать дополнительную информацию в зависимости от национальной практики.

3.11. График представления документов для рассмотрения и оценки применительно к этапам процесса официального разрешения должен устанавливаться на ранних этапах реализации проекта создания исследовательского реактора и предоставляться эксплуатирующей организации.

Критерии приемлемости

3.12. Каждое государство должно разрабатывать свой собственный подход к критериям приемлемости в зависимости от своих конкретных правовых и регулирующих инфраструктур. Информация о критериях приемлемости на основе принципов безопасного проектирования и эксплуатации должна предоставляться эксплуатирующим организациям.

ИНСПЕКЦИИ И ОБЕСПЕЧЕНИЕ СОБЛЮДЕНИЯ

3.13. В пункте 2.5 (10) GSR Part 1 (Rev. 1) [3] говорится, что в рамках «эффективно функционирующей государственной, правовой и регулирующей основы обеспечения безопасности... устанавливаются... условия проведения инспекции установок и деятельности и обеспечения соблюдения регулирующих положений в соответствии с дифференцированным подходом».

3.14. Пункт 4.50 GSR Part 1 (Rev. 1) [3] гласит:

«Регулирующий орган разрабатывает и осуществляет программу инспекции установок и деятельности, с тем чтобы подтвердить соблюдение регулирующих требований и всех условий, указанных в официальном разрешении. В этой программе он указывает виды регулирующих инспекций (включая запланированные инспекции и необъявленные инспекции) и в соответствии с дифференцированным подходом определяет частоту инспекций и области и программы, которые подлежат инспекции».

3.15. Требование 30 GSR Part 1 (Rev. 1) [3] гласит:

«Регулирующий орган, опираясь на правовую основу, вводит и осуществляет политику обеспечения соблюдения требований, цель которой – реагирование на несоблюдение сторонами, имеющими официальное разрешение, регулирующих требований или каких-либо условий, указанных в официальном разрешении».

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 и других сотрудников, 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 о прекращении деятельности и может приостановить действие официального разрешения или отозвать его.

4. МЕНЕДЖМЕНТ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ И ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ

Требование 2. Обязанности в сфере менеджмента для обеспечения безопасности

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна нести главную ответственность за безопасность исследовательского реактора в течение всего жизненного цикла с начала реализации проекта – при оценке площадки, проектировании, строительстве, вводе в эксплуатацию, эксплуатации, включая использование и модернизацию, и выводе из эксплуатации – до его выведения из-под регулирующего контроля.

4.1. С целью обеспечения строгости и тщательности действий сотрудников на всех уровнях в достижении и поддержании безопасности эксплуатирующая организация должна:

- a) выработать и реализовывать политику безопасности и обеспечивать, чтобы вопросам безопасности придавалось первостепенное значение;
- b) четко определять обязанности и сферы ответственности с указанием соответствующего порядка подчиненности и взаимодействия;
- c) обеспечивать достаточную укомплектованность на всех уровнях персоналом, имеющим надлежащую квалификацию и подготовку;
- d) разрабатывать и строго соблюдать надежные процедуры для всех видов деятельности, которые могут влиять на безопасность, обеспечивая при этом, чтобы руководители высшего и среднего звена развивали и поддерживали надлежащую практику обеспечения безопасности, устраняя при этом неудовлетворительную практику обеспечения безопасности;

- e) регулярно проводить рассмотрения, контроль и аудиты¹¹ всех касающихся безопасности вопросов, при необходимости принимая надлежащие корректирующие меры;
- f) формировать и поддерживать высокий уровень культуры безопасности, а также подготовить документ с заявлением о политике и целях безопасности, который доведен до сведения всех сотрудников и понятен им.

4.2. Всякий раз, когда эксплуатирующая организация инициирует переход к новой стадии в жизненном цикле исследовательского реактора, до выдачи официального разрешения на переход к следующей стадии она должна представить регулирующему органу для рассмотрения и оценки детальное техническое обоснование безопасности, в том числе надлежащий анализ безопасности.

4.3. Эксплуатирующая организация должна своевременно представлять регулирующему органу любую информацию, которую он запрашивает. Эксплуатирующая организация должна отвечать за достижение с производителями и поставщиками договоренностей, обеспечивающих предоставление любой информации, запрошенной регулирующим органом. Эксплуатирующая организация должна также нести ответственность за предоставление регулирующему органу любой новой информации об исследовательском реакторе и о любых изменениях в сведениях, представленных ранее. Вся информация, предоставляемая эксплуатирующей организацией регулирующему органу, должна быть полной и точной. Формат и содержание документов, которые эксплуатирующая организация представляет регулирующему органу для получения официального разрешения, должны отвечать требованиям, изложенным в пунктах 3.6-3.9. Функции и обязанности эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности на всех стадиях жизненного цикла исследовательского реактора изложены в разделе 3 (см. требование 1) и в настоящем разделе 4, а также в соответствующих пунктах разделов 5-9.

¹¹ Такие независимые оценки, как аудит или наблюдение, проводятся с целью определения степени выполнения требований, предъявляемых к системе менеджмента, оценки эффективности этой системы менеджмента и выявления возможностей для внесения усовершенствований. Они могут проводиться для внутренних целей самой организацией или от ее имени, заинтересованными сторонами, например, клиентами и регулируемыми органами (или другими лицами от их имени), или же внешними независимыми организациями.

Требование 3. Политика безопасности

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна вырабатывать и реализовывать политику безопасности, при которой вопросам безопасности придается первостепенное значение.

4.4. В рамках политики безопасности, вырабатываемой и реализуемой эксплуатирующей организацией, первостепенное значение должно придаваться вопросам безопасности, которые должны быть приоритетнее всех остальных потребностей, включая нужды производства и потребности пользователей реактора. Политика безопасности должна содействовать развитию высокой культуры безопасности, в том числе критической позиции и приверженности наивысшим показателям в любой деятельности, важной для безопасности.

4.5. В политике безопасности должна четко оговариваться роль лидерства руководителей высшего уровня в решении вопросов безопасности. Руководители высшего звена¹² должны отвечать за ознакомление всех сотрудников организации с положениями документа о политике безопасности и их выполнение. Весь персонал организации должен быть осведомлен о политике безопасности и о своих обязанностях по обеспечению безопасности. Ожидаемые руководством показатели безопасности должны ясно доводиться до сведения всех сотрудников, при этом надлежит обеспечить понимание и достижение этих показателей во всей организации.

4.6. Разрабатываемая эксплуатирующей организацией политика безопасности должна включать обязательства по повышению уровня эксплуатационной безопасности. Стратегию эксплуатирующей организации в области повышения безопасности и поиска более эффективных способов применения и по возможности улучшения существующих норм необходимо непрерывно контролировать, периодически пересматривать и реализовывать посредством четко сформулированной программы с ясными задачами и целями.

¹² «Руководство высшего звена» означает лицо или группу лиц, которые отвечают за выполнение предусмотренных лицензией условий и осуществляют в организации управление, контроль и оценку ее деятельности на высшем уровне. Для этого используется множество различных терминов, в том числе: совет директоров, руководитель организации, генеральный директор, группа руководящих работников, директор станции, главный управляющий, руководитель регулирующего органа, заместитель начальника объекта, исполнительный директор, директор лаборатории.

СИСТЕМА МЕНЕДЖМЕНТА

Требование 4. Интегрированная система менеджмента

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать, применять, оценивать и постоянно совершенствовать интегрированную систему менеджмента.

4.7. Требования к интегрированной системе менеджмента¹³ для установок и деятельности изложены в публикации GSR Part 2 [4]. Эти требования, а также сопутствующие цели и принципы должны учитываться при разработке и применении системы менеджмента для исследовательского реактора посредством дифференцированного подхода, основанного на анализе важности для безопасности каждого изделия, услуги или процесса. Уровень детализации системы менеджмента, необходимой для конкретного исследовательского реактора или эксперимента, должен определяться потенциальной опасностью, которую представляет реактор и эксперимент (см. пункты 2.15-2.17 в отношении дифференцированного подхода и публикацию SSG-22 [2]).

4.8. Посредством создания и применения интегрированной системы менеджмента эксплуатирующая организация должна обеспечить безопасность при выборе площадки, проектировании, строительстве, вводе в эксплуатацию, эксплуатации и использовании (в том числе при осуществлении соответствующей деятельности, например, упомянутой в добавлении II) и выводе из эксплуатации исследовательского реактора в рамках пределов и условий, предусмотренных в положениях об эксплуатационных пределах и условиях и установленных в официальном разрешении.

¹³ Интегрированная система менеджмента представляет собой единую слаженную систему менеджмента, объединяющую все составляющие части организации для достижения ее целей. Эти составляющие включают в себя организационную структуру, ресурсы и организационные процессы. Данная система объединяет все элементы менеджмента, включая факторы безопасности, здоровья, окружающей среды, физической безопасности, качества, человеческий и организационный факторы, социальные и экономические элементы, таким образом, чтобы не снижался уровень безопасности.

4.9. Система менеджмента должна быть разработана и введена в действие в сроки, согласующиеся с графиком выполнения работ для каждой стадии жизненного цикла исследовательского реактора. В частности, система менеджмента должна охватывать работы по исследованию площадки, которые обычно начинаются задолго до разработки проекта.

4.10. Система менеджмента должна включать в себя все элементы менеджмента, с тем чтобы важные для безопасности процессы и деятельность разрабатывались и выполнялись в соответствии с необходимыми требованиями, в том числе с требованиями, касающимися лидерства, охраны здоровья, действий персонала, обеспечения аварийной готовности и реагирования, охраны окружающей среды, физической безопасности и качества.

4.11. В системе менеджмента должны определяться и выполняться следующие требования:

- a) законодательные и регулирующие требования государства;
- b) соответствующие нормы безопасности МАГАТЭ;
- c) любые требования, официально согласованные с заинтересованными сторонами.

4.12. Документация по системе менеджмента подлежит рассмотрению и утверждению в эксплуатирующей организации руководителями соответствующего уровня и по запросу должна представляться регулирующему органу для рассмотрения и оценки.

4.13. Положения системы менеджмента должны базироваться на четырех функциональных категориях.

- a) ответственность руководства;
- b) менеджмент ресурсов;
- c) менеджмент процессов и деятельности
- d) измерение, оценка и совершенствование системы менеджмента

Ответственность руководства

4.14. Руководство должно отвечать за предоставление средств и поддержки, необходимых для достижения целей организации. В этой связи система менеджмента должна включать в себя механизмы эффективной

коммуникации и четкого распределения обязанностей, с тем чтобы управление важными для безопасности процессами и деятельностью и их выполнение обеспечивали достижение целей безопасности.

Менеджмент ресурсов

4.15. В рамках менеджмента ресурсами должны обеспечиваться функции поиска и выделения ресурсов¹⁴, необходимых для реализации стратегии и достижения целей организации. Система менеджмента должна обеспечивать:

- a) наличие у поставщиков, производителей и проектировщиков конструкций, систем и элементов, важных для безопасности, эффективной интегрированной системы менеджмента и практики аудита для проверки ее эффективности;
- b) надлежащий уровень подготовки и квалификации внешнего персонала (включая сотрудников организаций-поставщиков и экспериментаторов) и выполнение этим персоналом своей деятельности с применением тех же мер контроля и в соответствии с теми же нормами, которые действуют в отношении персонала реактора;
- c) определение, поставку, испытания, проверку и обслуживание оборудования, инструментальных средств, материалов, аппаратных средств и программного обеспечения, необходимых для безопасной работы.

Осуществление процессов

4.16. Система менеджмента должна обеспечивать осуществление процессов таким образом, чтобы проектирование реактора, в том числе последующие изменения, модификации или усовершенствования с точки зрения безопасности, его строительство, ввод в эксплуатацию, эксплуатация и использование и вывод из эксплуатации производились в соответствии с действующими кодексами, нормами, техническими условиями, процедурами и мерами административного контроля. Важные для безопасности узлы и услуги должны обозначаться и находиться под контролем в целях обеспечения их надлежащего применения, технического обслуживания и конфигурирования.

¹⁴ К ресурсам относятся люди, инфраструктура, условия труда, информация и знания, поставщики, а также материальные и финансовые ресурсы.

4.17. При изготовлении и сооружении конструкций, систем и элементов исследовательского реактора, включая связанные с ним экспериментальные установки, устройства и проекты по модификации, должны быть разработаны процессы, обеспечивающие соблюдение соответствующих правил и требований безопасности и надлежащее выполнение строительных работ. Такие процессы позволят эксплуатирующей организации обеспечить изготовление и сооружение важных для безопасности узлов в соответствии с проектными и регулирующими требованиями.

4.18. В рамках системы менеджмента должны быть разработаны соответствующие процессы для использования и модификации реактора, которые надлежит дифференцировать в зависимости от их важности для безопасности. Такие процессы должны включать в себя разработку, рассмотрение, оценку и утверждение, изготовление оборудования, технологические испытания и реализацию проектов по использованию или модификации. На ранних стадиях эксплуатации реактора эксплуатирующая организация должна ввести в действие соответствующие инструкции с описанием этих процессов.

4.19. Система менеджмента должна предусматривать, чтобы приобретаемые изделия и услуги соответствовали установленным требованиям и выполняли заданные функции. Оценка и выбор поставщиков должны проводиться на основе заданных критериев. В документах по закупкам должны быть указаны требования, касающиеся информирования об отклонениях от спецификаций закупок. Перед использованием изделий или оказанием услуг должно предоставляться подтверждение того, что приобретенные изделия и услуги соответствуют спецификациям закупок.

Оценка и совершенствование

4.20. Эффективность системы менеджмента надлежит регулярно измерять и оценивать с помощью проведения независимых оценок и самооценок. Необходимо выявлять и устранять недостатки в процессах. Эксплуатирующая организация должна оценивать результаты таких оценок и определять и принимать необходимые меры для постоянного совершенствования.

ПРОВЕРКА БЕЗОПАСНОСТИ

Требование 5. Оценка безопасности

Соответствие конструкции исследовательского реактора предъявляемым требованиям должно проверяться в соответствии с системой менеджмента путем проведения всестороннего детерминистического анализа безопасности и при необходимости дополнительного вероятностного анализа и должно удостоверяться независимой проверкой, проведенной лицами или группами лиц, не имеющими отношения к лицам, изначально выполнявшим работу по проектированию. Оценка безопасности должна проводиться на протяжении всех стадий жизненного цикла реактора (в ходе периодических рассмотрений безопасности) сообразно потенциальному масштабу и характеру опасностей, связанных с конкретной установкой или видом деятельности.

4.21. Проверка, валидация и утверждение конструкции реактора должны быть завершены в максимально короткие сроки в процессе проектирования и строительства и в любом случае – до начала ввода установки в эксплуатацию.

4.22. Оценка безопасности¹⁵ должна быть частью процесса проектирования, при этом работы по проектированию следует чередовать с проведением подтверждающих анализов, а также расширять сферу охвата и повышать уровень детализации оценки безопасности в ходе проектирования.

4.23. Оценка безопасности должна начинаться на ранних стадиях процесса проектирования. В качестве главного инструмента оценки безопасности исследовательских реакторов надлежит применять детерминистический анализ безопасности. Вероятностный анализ безопасности может использоваться в качестве дополнительного средства для обнаружения потенциальных слабых сторон и улучшения результатов оценки безопасности.

4.24. Оценки безопасности (как и периодические рассмотрения безопасности) должны документироваться для облегчения анализа их результатов.

¹⁵ Требования по оценке безопасности установок и деятельности изложены в публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 4 (Rev. 1) «Оценка безопасности установок и деятельности» [12].

4.25. Систематические периодические оценки безопасности исследовательского реактора в соответствии с регулирующими требованиями должны проводиться на протяжении всего срока его эксплуатации, при этом должны учитываться опыт эксплуатации, кумулятивное воздействие старения, применимые нормы безопасности и информация по безопасности из всех соответствующих источников. Эксплуатирующая организация при помощи анализа, наблюдений, испытаний и инспекций должна удостоверяться в том, что физическое состояние реакторной установки, включая экспериментальные устройства и средства, соответствует сведениям, приведенным в документации по техническому обоснованию безопасности и других документах по безопасности, и что установка введена в эксплуатацию и эксплуатируется в соответствии с требованиями безопасности, результатами анализа безопасности и эксплуатационными пределами и условиями.

4.26. К мероприятиям систематической периодической переоценки безопасности относятся в том числе и такие периодические рассмотрения безопасности, как самооценки и независимая экспертиза¹⁶, цель которых – подтвердить, что документация по техническому обоснованию безопасности и другие отдельные документы по установке (например, документация по эксплуатационным пределам и условиям, техническому обслуживанию и подготовке и аттестации персонала) по-прежнему удовлетворяют текущим регулирующим требованиям, или при необходимости обновить эту документацию или по мере целесообразности внести в нее улучшения. В ходе таких мероприятий должны рассматриваться изменения характеристик площадки, изменения в программе использования реактора, кумулятивное воздействие старения и модификаций, изменения в регламентах, учет опыта эксплуатации и технические нововведения. Необходимо удостовериться в том, что отдельные конструкции, системы, элементы и программное обеспечение удовлетворяют проектным требованиям. Конкретные проектные требования изложены в разделе 6, а функциональные требования – в разделе 7.

¹⁶ Независимая экспертиза проводится группой независимых экспертов, имеющих необходимые технические знания и опыт в соответствующих областях оценки. Оценки основываются на совокупном опыте членов группы. Цели, объем работ и численность группы экспертов устанавливаются в зависимости от проводимой экспертизы. Такая экспертиза не является инспекцией или аудитом для проверки соблюдения конкретных норм. Напротив, она представляет собой всестороннее сравнение практики, применяемой организациями, с принятой на международном уровне образцовой передовой практикой, а также обмен экспертными мнениями.

Требование 6. Комитет по безопасности

Для консультирования эксплуатирующей организации по всем аспектам безопасности исследовательского реактора должен быть учрежден комитет по безопасности (или консультативная группа), независимая от начальника реактора.

4.27. Комитет по безопасности (или консультативная группа) должен консультировать эксплуатирующую организацию а) по вопросам оценки безопасности проекта (конструкции), ввода в эксплуатацию и эксплуатации; б) по соответствующим аспектам безопасности реактора или его безопасного использования¹⁷. В состав комитета по безопасности должны входить эксперты в различных областях, связанных с проектированием и эксплуатацией исследовательских реакторов. Комитет по безопасности должен полноценно функционировать еще до начала проектирования исследовательского реактора. Кроме того, должен быть составлен перечень вопросов, которые комитету по безопасности требуется рассмотреть, рекомендовать к утверждению или по которым необходимо провести консультации. В этот перечень, помимо прочего, должны входить следующие вопросы:

- а) проектирование конструкций, систем и элементов, в особенности проектирование и аттестация тепловыделяющих элементов¹⁸ и регулирующих стержней для регулирования реактивности;
- б) документы по безопасности и их пересмотренные варианты;
- в) предлагаемые новые испытания, эксперименты, оборудование, системы или процедуры, имеющие значение для безопасности;
- г) предлагаемые модификации важных для безопасности узлов и влияющие на безопасность изменения в экспериментах;
- д) нарушения эксплуатационных пределов и условий, условий лицензии и регламентов, важных для безопасности;

¹⁷ В некоторых государствах учреждается дополнительный комитет по безопасности (или консультативная группа) для консультирования начальника реактора по аспектам безопасности повседневной эксплуатации и использования реактора (см. пункт 7.26).

¹⁸ Тепловыделяющие элементы содержат расщепляющийся и делящийся ядерный материал и используются в активной зоне исследовательского реактора для генерации нейтронов. Для принятия в расчет неизвестных параметров экспериментального, еще не прошедшего аттестацию топлива устанавливается надлежащий проектный запас и запас безопасности.

- f) события, о которых необходимо информировать или о которых уже проинформирован регулирующий орган;
- g) периодические рассмотрения эксплуатационных показателей и показателей безопасности исследовательской реакторной установки;
- h) отчеты о регламентных радиоактивных выбросах в окружающую среду;
- i) отчеты о дозах облучения персонала на установке и населения;
- j) отчеты, представляемые в регулирующий орган;
- k) отчеты об инспекциях для целей регулирования.

5. ОЦЕНКА ПЛОЩАДКИ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

5.1. Основная цель безопасности при оценке площадки для исследовательского реактора – это обеспечение защиты населения и окружающей среды от радиологических последствий нормальных и аварийных выбросов радиоактивного материала (см. NS-R-3 (Rev. 1) [5]). Для проведения анализа безопасности, подтверждающего, что исследовательская реакторная установка может безопасно эксплуатироваться на предлагаемой площадке, необходимо собрать достаточно детальную информацию. Для исследовательских реакторов с низкой потенциальной опасностью и для критических и подкритических сборок степень детализации представляемой информации может быть существенно ниже той, которая требуется для исследовательских реакторов средней или большой мощности (см. также пункты 1.6-1.9). Результаты оценки площадки должны быть документально оформлены и представлены с достаточной степенью детализации, с тем чтобы регулирующий орган мог произвести независимую оценку.

5.2. При оценке пригодности конкретной площадки для исследовательского реактора эксплуатирующая организация должна изучить и оценить характеристики площадки, которые могут влиять на различные аспекты безопасности исследовательского реактора и соответствующие противоаварийные меры. Цель такой оценки – выяснить, как соответствующие характеристики площадки будут влиять на проектные

критерии и критерии эксплуатации установки, и подтвердить адекватность характеристик площадки с точки зрения их влияния на безопасность, аварийную готовность и реагирование.

5.3. При оценке площадки должны быть установлены границы территории площадки, включая зоны строгого режима и зоны контроля, отвечающие основной цели безопасности (см. пункт 5.1), и точное местоположение реактора и связанных с ним установок (рабочая зона), которая находится под контролем руководства реактора¹⁹, и юридические права руководства в пределах этой территории. Любая, не связанная с эксплуатацией исследовательского реактора деятельность в пределах этих границ подлежит оценке и обоснованию.

5.4. При оценке пригодности той или иной площадки для исследовательского реактора должны приниматься во внимание следующие факторы:

- a) последствия природных и техногенных внешних событий (например, сейсмической активности, пожара или наводнения), которые могут произойти в районе площадки;
- b) характеристики площадки и окружающей ее среды, которые могут влиять на перенос выбросов радиоактивного материала в места, где находятся люди;
- c) плотность и распределение населения и другие характеристики окрестностей площадки, имеющие значение для противоаварийных мероприятий, и необходимость оценки рисков для отдельных лиц и населения;
- d) другие расположенные на этой же площадке объекты, в том числе другие исследовательские реакторы, предприятия по производству радиоизотопов, объекты топливного цикла, установки для послереакторных исследований или неядерные объекты (например, химические предприятия);
- e) в соответствующих случаях – средства конечного поглощения тепла на площадке;
- f) планы противоаварийных мероприятий на площадке и за ее пределами, направленные на смягчение последствий для населения и окружающей среды в случае значительного выброса радиоактивного материала в окружающую среду.

¹⁹ Руководство реактора состоит из сотрудников эксплуатирующей организации, на которых возложены ответственность и полномочия по руководству эксплуатацией исследовательской реакторной установки.

5.5. Если оценка площадки и рабочей зоны с учетом этих шести факторов, включая их предсказуемые изменения, показывает, что недостатки площадки или рабочей зоны не могут быть устранены при помощи конструктивных решений, мер по защите площадки или административных процедур, такая площадка должна быть признана непригодной. (Предпочтительными средствами устранения недостатков являются конструктивные решения и меры по защите площадки.)

5.6. При проектировании реактора должны учитываться опасности, вызываемые внешними событиями (или сочетанием событий). Должны быть учтены случаи, в которых причиной нарушения нормальной эксплуатации или аварии является сочетание внешних событий и вызванных ими внутренних событий, а также случаи возникновения длительных внешних событий (например, наводнений) и долговременные периоды восстановления после окончания события.

5.7. В отношении района, в котором располагается потенциальная площадка для установки, должны быть собраны и тщательно проанализированы на предмет достоверности, точности и полноты информация и зарегистрированные в ходе наблюдений данные о частоте и интенсивности значимых природных явлений, а также постулируемые наихудшие сочетания маловероятных событий с тяжелыми последствиями, масштабы которых могут превосходить параметры, заданные для проектных аварий (см. пункты 2.14-2.21 публикации NS-R-3 (Rev. 1) [5]).

5.8. Во время оценки площадки и до начала строительства исследовательского реактора надлежит подтвердить, что до начала эксплуатации реактора будут разработаны противоаварийные мероприятия за пределами площадки (см. GSR Part 7 [6] и пункты 2.26-2.29 NS-R-3 (Rev. 1) [5]).

5.9. К внешним событиям, которые должны приниматься во внимание при оценке площадки, относятся следующие события (см. раздел 3 NS-R-3 (Rev. 1) [5]):

- a) землетрясения, извержения вулканов и разломы земной коры;
- b) метеорологические явления, в том числе экстремальные и редко происходящие явления, например удары молний, торнадо и тропические циклоны;
- c) наводнения, включая волны, вызванные землетрясениями или другими геологическими явлениями, а также затопления и образование волн в результате выхода из строя гидротехнических сооружений;

- d) геотехнические опасности, в том числе неустойчивость склонов, провал, оседание или подъем поверхности площадки, разжижение почвы;
- e) внешние техногенные события (в настоящем и будущем), в том числе инциденты, связанные с физической безопасностью, происшествия при перевозке, такие, как авиакатастрофы, и аварии на близлежащих предприятиях, например, химические взрывы.

5.10. Характеристики природных и техногенных опасностей, а также демографические, метеорологические и гидрологические условия, значимые для исследовательского реактора, должны контролироваться в течение всего жизненного цикла реактора – не позднее чем с момента начала строительства и до вывода из эксплуатации и выведения из-под регулирующего контроля.

5.11. Изменения характеристик площадки, в том числе касающиеся климата, населения или использования близлежащих объектов, которые могут повлиять на безопасность исследовательской реакторной установки, подлежат изучению и периодической переоценке.

5.12. В случае, когда планируется сооружение нового исследовательского реактора на уже существующей площадке, расположенной в черте города или его окрестностях, например, в исследовательском центре или на территории университета, надлежит тщательно проанализировать возможности данной площадки с точки зрения размещения исследовательской реакторной установки и удостовериться в соблюдении правил в отношении радиологических рисков для персонала на площадке и населения.

6. ПРОЕКТИРОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

6.1. Исследовательский реактор должен проектироваться таким образом, чтобы достигалась основополагающая цель безопасности (см. пункты 2.2 и 2.3). Общие проектные требования, изложенные в настоящем разделе,

должны применяться при проектировании всех типов исследовательских реакторов. Кроме того, при проектировании конструкций, систем и элементов для конкретных типов реакторов в надлежащих случаях должны применяться конкретные проектные требования.

6.2. Применение проектных требований является интерактивным процессом и эти требования должны выполняться на всех стадиях проектирования с полным учетом результатов анализа безопасности (см. пункты 6.119-6.125).

6.3. Обеспечение безопасного проектирования требует, чтобы между проектировщиком реактора и эксплуатирующей организацией поддерживалась тесная связь. Проектировщик должен принимать меры по надлежащей подготовке, оформлению и представлению проектной документации эксплуатирующей организации для использования при подготовке документации по техническому обоснованию безопасности.

6.4. В проекте реакторной установки должна учитываться не только конструкция собственно реактора, но и любых связанных с ним установок, например, экспериментальных устройств, которые могут влиять на безопасность. Кроме того, при проектировании реактора должно учитываться воздействие реактора на связанные с ним установки на всех стадиях жизненного цикла реактора (например, в плане рабочих условий, электромагнитных полей и других источников помех).

6.5. При проектировании исследовательской реакторной установки должны учитываться различные режимы эксплуатации (например, эксплуатация в режиме отслеживания нагрузки, а не в стационарном режиме, эксплуатация на различных уровнях мощности, работа в режиме импульсной генерации, эксплуатация с различными конфигурациями активной зоны, изменения в общей конфигурации реактора или сборки и эксплуатация с различными видами ядерного топлива). При проектировании систем безопасности следует надлежащим образом учитывать фактор стабильности реактора в различных режимах эксплуатации.

ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ

Требование 7. Основные функции безопасности

Конструкция исследовательской реакторной установки должна обеспечивать выполнение следующих основных функций безопасности исследовательского реактора во всех состояниях установки: i) регулирование реактивности, ii) отвод тепла от реактора и бассейна выдержки топлива и iii) локализация радиоактивного материала, защита от излучения и контроль плановых радиоактивных выбросов, а также ограничение аварийных радиоактивных выбросов.

6.6. При определении важных для безопасности узлов, которые необходимы для выполнения основных функций безопасности, и при выявлении условий и внутренних свойств, которые способствуют выполнению основных функций безопасности или влияют на эти функции во всех состояниях установки, должен использоваться системный подход.

6.7. Должны быть предусмотрены средства контроля состояния реакторной установки, обеспечивающие выполнение основных функций безопасности во всех состояниях установки.

Требование 8. Радиационная защита

Исследовательская реакторная установка должна быть спроектирована с таким расчетом, чтобы дозы излучения, получаемые работниками и остальным персоналом на исследовательской реакторной установке, а также населением, не превышали установленные дозовые пределы, чтобы в эксплуатационных состояниях они сохранялись на разумно достижимом низком уровне в течение всего жизненного цикла исследовательской реакторной установки и чтобы они оставались ниже допустимых пределов и на разумно достижимом низком уровне в аварийных условиях и в последующий период.

6.8. Проектирование должно осуществляться с таким расчетом, чтобы состояния установки, которые могут привести к высоким дозам облучения или крупным радиоактивным выбросам, были практически

исключены²⁰ и чтобы состояния установки, имеющие существенную вероятность возникновения²¹, влекли лишь незначительные потенциальные радиологические последствия или вовсе не влекли таковых.

Требование 9. Проектирование

Проектирование исследовательской реакторной установки должно обеспечивать, чтобы реакторная установка и узлы, важные для безопасности, обладали соответствующими характеристиками, обеспечивающими возможность выполнения функций безопасности с необходимой надежностью, возможность безопасной эксплуатации исследовательского реактора в рамках эксплуатационных пределов и условий в течение всего его жизненного цикла и возможность безопасного вывода из эксплуатации, а также возможность сведения к минимуму воздействия на окружающую среду.

6.9. Исследовательский реактор должен быть спроектирован с таким расчетом, чтобы выполнялись все требования, предъявляемые эксплуатирующей организацией, требования регулирующего органа и требования соответствующего законодательства, а также применимые национальные и международные кодексы и нормы. При проектировании должны учитываться имеющиеся у человека возможности, присущие ему ограничения и факторы, которые могут влиять на показатели работы человека. Должна быть представлена информация о проектировании, достаточная для обеспечения безопасной эксплуатации, использования, технического обслуживания и вывода из эксплуатации реакторной установки, а также для обеспечения возможности последующих модификаций и проведения новых экспериментов.

6.10. При проектировании должен надлежащим образом учитываться соответствующий имеющийся опыт, который был накоплен при проектировании, строительстве и эксплуатации других исследовательских реакторов, а также результаты соответствующих программ научных исследований и опытно-конструкторских работ.

²⁰ Возможность возникновения определенных состояний считается практически исключенной (т.е. исключенной для целей дальнейшего учета) в случае отсутствия физической возможности их возникновения или в случае, если существует высокая степень уверенности в крайне малой вероятности их возникновения.

²¹ Требования в области радиационной защиты и безопасности источников излучения для установок и видов деятельности приведены в GSR Part 3 [7].

6.11. При проектировании должны надлежащим образом учитываться результаты детерминистических анализов безопасности и при необходимости дополнительных вероятностных анализов безопасности, с тем чтобы обеспечить уделение должного внимания предотвращению аварий и смягчению последствий любых произошедших аварий.

6.12. Проектирование должно осуществляться с таким расчетом, чтобы обеспечивать сведение образования радиоактивных отходов и выбросов к практически достижимому минимуму с точки зрения как активности, так и объема, а также возможность классификации отходов и выбросов.

Требование 10. Применение концепции глубокоэшелонированной защиты

При проектировании исследовательского реактора должна применяться концепция глубокоэшелонированной защиты. Уровни глубокоэшелонированной защиты должны быть настолько независимыми, насколько это практически возможно.

6.13. Должна применяться концепция глубокоэшелонированной защиты (см. пункты 2.10–2.14) для обеспечения нескольких уровней защиты, направленных на предотвращение последствий аварий, которые могут привести к возникновению вредного воздействия на людей и окружающую среду, и на принятие надлежащих мер для защиты людей и охраны окружающей среды, а также на смягчение последствий в случае, если предотвращение окажется невозможным.

6.14. При проектировании:

- a) должен быть задействован последовательный ряд поддающихся проверке физических барьеров, препятствующих выходу радиоактивного материала из реактора;
- b) должны использоваться консервативные допуски, а изготовление компонентов и строительство должны быть высокого качества, чтобы обеспечить уверенность в том, что отказы и отклонения от нормальной эксплуатации будут сведены к минимуму, а аварии – предотвращены, насколько это практически возможно;
- c) должен предусматриваться контроль поведения реактора путем использования внутренне присущих свойств и инженерно-технических средств с таким расчетом, чтобы отказы и отклонения

от нормальной эксплуатации, требующие срабатывания систем безопасности, сводились к минимуму или, насколько это возможно, исключались;

- d) должно предусматриваться автоматическое срабатывание систем безопасности с таким расчетом, чтобы отказы и отклонения от нормальной эксплуатации, которые превышают возможности систем управления, могли контролироваться с высоким уровнем уверенности, а необходимость действий оператора на ранней стадии таких отказов или отклонений от нормальной эксплуатации сводилась к минимуму;
- e) должно предусматриваться наличие конструкций, систем и элементов, а также процедур для контроля развития отказов и отклонений от нормальной эксплуатации, которые превышают возможности систем безопасности, а также для ограничения их последствий, насколько это практически возможно;
- f) должно предусматриваться наличие эффективных средств, обеспечивающих выполнение каждой из основных функций безопасности и обеспечивающих таким образом эффективность барьеров и смягчение последствий любого отказа или отклонения от нормальной эксплуатации.

6.15. Для обеспечения применения концепции глубокоэшелонированной защиты при проектировании должны, насколько это практически возможно, предотвращаться:

- a) проблемы, связанные с целостностью физических барьеров;
- b) отказ одного или более барьеров;
- c) отказ барьера вследствие отказа другого барьера;
- d) возможность вредных последствий ошибок, допущенных в ходе эксплуатации и технического обслуживания.

6.16. Проектирование должно осуществляться с таким расчетом, чтобы, насколько это практически возможно, первый или, в крайнем случае, второй уровень защиты были способны предотвращать развитие любых отказов или отклонений от нормальной эксплуатации, возникновение которых вероятно в течение срока эксплуатации исследовательского реактора, до масштабов аварийных условий.

6.17. Уровни глубокоэшелонированной защиты должны быть независимыми, чтобы, насколько это практически возможно, не допускать отказа одного уровня, в результате чего снижается эффективность других уровней. В частности, свойства безопасности в отношении запроектных

аварий (особенно средства смягчения последствий аварий с расплавом активной зоны) должны быть независимыми, насколько это практически возможно, от систем безопасности.

Требование 11. Взаимосвязи безопасности, физической безопасности и государственной системы учета и контроля ядерного материала

Меры по обеспечению безопасности, физической ядерной безопасности и механизмы государственной системы учета и контроля ядерного материала для исследовательского реактора должны разрабатываться и осуществляться на комплексной основе таким образом, чтобы они не противоречили друг другу.

Требование 12. Применение дифференцированного подхода

Применение дифференцированного подхода при выполнении требований безопасности для исследовательских реакторов должно быть соразмерно потенциальной опасности самой установки и основываться на результатах анализа безопасности и регулирующих требованиях.

6.18. Применение дифференцированного подхода при выполнении требований безопасности не должно рассматриваться в качестве возможности для невыполнения требований безопасности и не должно оказывать негативного влияния на безопасность. Дифференцированное применение требований должно быть обосновано и подтверждено анализом безопасности или инженерно-технической оценкой.

Требование 13. Апробированная инженерно-техническая практика

Узлы исследовательского реактора, важные для безопасности, должны проектироваться согласно соответствующим национальным и международным кодексам и нормам.

6.19. Узлы, важные для безопасности, предпочтительно должны иметь конструктивное решение, апробированное в предыдущих аналогичных применениях, а если это невозможно, должны быть высококачественными и изготавливаться по аттестованной и испытанной технологии.

6.20. Национальные и международные кодексы и нормы, которые используются в качестве правил проектирования узлов, важных для безопасности, должны определяться и оцениваться с точки зрения их применимости, соответствия и достаточности и при необходимости в них должны вноситься дополняющие изменения или модификации, с тем чтобы качество их проектирования соответствовало связанной с ними функции безопасности.

6.21. Должны быть определены кодексы и нормы, применимые к конструкциям, системам и элементам, а их использование должно соответствовать классификации конструкций, систем и элементов (см. пункты 6.29 и 6.32). В частности, если различные кодексы и нормы используются для разных типов оборудования (например, для трубопроводов или для электрических систем), должна быть подтверждена совместимость этих кодексов и норм.

6.22. В случае конструкций, систем и элементов, в отношении которых отсутствуют соответствующие установленные кодексы или нормы, может применяться подход на основе существующих кодексов или норм, действующих в отношении аналогичного оборудования, к которому применяются аналогичные экологические и эксплуатационные требования, или, в случае отсутствия таких кодексов и норм, могут применяться результаты опыта, испытаний, анализа либо сочетание указанного. Применение этого ориентированного на результаты подхода должно быть обосновано.

6.23. В случае использования неапробированной конструкции или решения или в случае отхода от общепринятой инженерно-технической практики в рамках системы менеджмента должен быть установлен процесс для подтверждения обеспечения безопасности с помощью соответствующих вспомогательных исследовательских программ, эксплуатационных испытаний с конкретными критериями приемлемости или рассмотрения эксплуатационного опыта, приобретенного в других соответствующих применениях. Новая конструкция или решение или новая практика должны проходить надлежащие испытания в той мере, в которой это практически возможно, прежде чем они будут введены в эксплуатацию, и должны контролироваться в процессе эксплуатации с целью подтверждения того, что поведение реакторной установки соответствует ожидаемому.

6.24. Должны быть установлены критерии приемлемости для эксплуатационных состояний и для аварийных условий. В частности, для целей разработки критериев приемлемости должны быть определены проектные аварии, учитываемые при проектировании исследовательского реактора, и отдельные запроектные аварии. Для проектирования конструкций, систем и элементов применяемые критерии приемлемости могут иметь форму инженерно-технических правил проектирования. Эти правила могут включать требования, содержащиеся в соответствующих кодексах и нормах, которые установлены в государстве или на международном уровне. Эти критерии приемлемости должны рассматриваться регулирующим органом.

Требование 14. Строительство

Узлы реакторной установки, важные для безопасности, должны проектироваться с таким расчетом, чтобы они могли быть изготовлены, сооружены, собраны, смонтированы и возведены в соответствии с установленными процессами, которые обеспечивают выполнение проектных спецификаций и достижение требуемого уровня безопасности.

6.25. При строительстве должен быть надлежащим образом учтен соответствующий опыт, полученный при сооружении аналогичных установок и связанных с ними конструкций, систем и элементов. При использовании передовой практики из других соответствующих отраслей должно быть подтверждено, что такие виды практики пригодны для конкретного ядерного применения.

6.26. Строительство должно начинаться только после того, как эксплуатирующая организация проверит, что основные вопросы безопасности проекта были решены, и после того, как регулирующий орган выдаст официальное разрешение (например, лицензию на строительство или разрешение на модификацию). Ответственность за обеспечение того, чтобы строительство осуществлялось в соответствии с проектом, возлагается на эксплуатирующую организацию.

Требование 15. Средства, облегчающие обращение с радиоактивными отходами и вывод из эксплуатации

На стадии проектирования исследовательской реакторной установки особое внимание должно уделяться внедрению средств, облегчающих обращение с радиоактивными отходами, а также вывод установки из эксплуатации.

6.27. В частности, при проектировании надлежащее внимание должно быть уделено:

- a) подбору материалов, с тем чтобы сводилось к минимуму, насколько это практически возможно, количество радиоактивных отходов и облегчалась дезактивация;
- b) возможности доступа и грузоподъемным устройствам, которые могут потребоваться;
- c) установкам, необходимым для переработки (т.е. предварительной обработки, обработки и кондиционирования) и хранения радиоактивных отходов, образующихся в ходе эксплуатации, и мерам по обращению с радиоактивными отходами, которые образуются при выводе из эксплуатации исследовательской реакторной установки.

6.28. Это требование также должно учитываться при проектировании любой модификации, новых видов использования и экспериментов.

ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

Требование 16. Классификация конструкций, систем и элементов по уровням безопасности

Все узлы, важные для безопасности исследовательской реакторной установки, должны быть определены и классифицированы на основе их функции безопасности и их значимости с точки зрения безопасности.

6.29. Метод классификации важных для безопасности узлов по их значимости с точки зрения безопасности²² должен быть основан прежде всего на детерминистических методах, при необходимости дополненных вероятностными методами (если таковые имеются), с должным учетом таких факторов, как:

- a) функция(и) безопасности, которую(ые) выполняет данный узел;
- b) последствия невыполнения функции безопасности;
- c) частота, с которой от данного узла потребуется выполнение функции безопасности;
- d) время после постулируемого исходного события или период, в течение которого от узла потребуется выполнение функции безопасности.

6.30. Проектирование должно проводиться с таким расчетом, чтобы предотвращалось всякое взаимовлияние узлов, важных для безопасности, и, в частности, чтобы любой отказ узлов, важных для безопасности, в системе, относящейся к более низкому классу безопасности, не распространялся на систему, относящуюся к более высокому классу безопасности.

6.31. Оборудование, выполняющее несколько функций, должно быть отнесено к классу безопасности, который соответствует функциям, наиболее значимым с точки зрения безопасности.

6.32. Конструкции, системы и элементы, включая программное обеспечение, которые являются важными для безопасности, должны быть вначале определены, а затем классифицированы по функциям и значимости с точки зрения безопасности. Должна быть определена основа классификации конструкций, систем и элементов по уровням безопасности, и проектные требования должны применяться в соответствии с их классификацией по уровням безопасности.

²² Классификация по уровням безопасности отражает значимость конструкций, систем и элементов для ядерной безопасности. Ее цель состоит в том, чтобы установить градацию в применении требований при проектировании. Существуют и другие возможные варианты классификации или категоризации конструкций, систем и элементов по иным критериям (например, сейсмическая или экологическая классификация или определение категорий качества конструкций, систем и элементов).

Требование 17. Проектные основы узлов, важных для безопасности

В проектных основах узлов, важных для безопасности исследовательской реакторной установки, должны быть указаны требуемые возможности, надежность и функциональность в соответствующих эксплуатационных состояниях, аварийных условиях и условиях, возникающих вследствие внутренних и внешних опасностей, с тем чтобы обеспечить соблюдение конкретных критериев приемлемости в течение жизненного цикла исследовательского реактора.

6.33. Проектные основы каждого узла, важного для безопасности, должны систематически обосновываться и документироваться. В документации должна содержаться информация, необходимая эксплуатирующей организации для безопасной эксплуатации реактора.

6.34. В процессе проектирования должны приниматься во внимание проблемы, которые, как ожидается, могут возникнуть в течение срока службы реактора. Эти проблемы включают все прогнозируемые условия и события, касающиеся стадий срока службы реактора и эксплуатационных состояний и аварийных условий, характеристики площадки и режимы эксплуатации.

Требование 18. Постулируемые исходные события

При проектировании исследовательского реактора должен применяться системный подход к определению всеобъемлющего набора постулируемых исходных событий с таким расчетом, чтобы в проекте были предусмотрены и учтены все прогнозируемые события, имеющие потенциально серьезные последствия, и все прогнозируемые события, имеющие значительную частоту возникновения.

6.35. Постулируемые исходные события для цели анализа должны выбираться соответствующим образом (см. добавление I). Должно быть показано, что выбранный ряд постулируемых исходных событий охватывает все вероятные аварии, которые могут влиять на безопасность исследовательского реактора.

6.36. Постулируемые исходные события должны определяться на основе инженерно-технической оценки, учета опыта эксплуатации и детерминистической оценки, дополненной, при необходимости и при наличии таковых, вероятностными методами.

6.37. В число постулируемых исходных событий должны быть включены все прогнозируемые отказы конструкций, систем и элементов реакторных установок и экспериментов, а также ошибки во время эксплуатации и возможные отказы вследствие внутренних и внешних опасностей при всех эксплуатационных состояниях и в состоянии останова.

6.38. Должен быть проведен анализ постулируемых исходных событий, с тем чтобы предусмотреть предупредительные и защитные меры, необходимые для обеспечения выполнения требуемых функций безопасности.

6.39. Ожидаемое поведение реактора при любом постулируемом исходном событии должно быть таким, чтобы соблюдались указанные ниже условия в порядке их важности:

- 1) постулируемое исходное событие не оказывает воздействия, значимого для безопасности, и приводит лишь к изменению состояния в направлении более безопасного и стабильного режима благодаря внутренне присущим характеристикам безопасности реактора;
- 2) после постулируемого исходного события реактор переходит в безопасное состояние благодаря пассивным средствам безопасности или действию систем, которые постоянно находятся в состоянии, необходимом для контроля постулируемого исходного события;
- 3) после постулируемого исходного события реактор переходит в безопасное состояние благодаря срабатыванию активных узлов, важных для безопасности, которые необходимо ввести в действие в ответ на постулируемое исходное событие;
- 4) после постулируемого исходного события реактор переходит в безопасное состояние благодаря выполнению указанных процедур.

6.40. Постулируемые исходные события, используемые при разработке требований к характеристикам узлов, важных для безопасности, в рамках общей оценки безопасности и подробного анализа реакторной установки, должны быть сгруппированы в представительные последовательности событий, определяющие граничные случаи и обеспечивающие основу для проектирования и эксплуатационные пределы для узлов, важных для безопасности.

6.41. Для исключения из проекта какого-либо исходного события, которое определено в рамках всеобъемлющего набора постулируемых исходных событий, должно быть представлено обоснование, подтвержденное техническими данными.

6.42. В случаях, когда в ответ на постулируемое исходное событие требуются оперативные и надежные действия, в проекте должно быть обеспечено наличие автоматических защитных действий, предусматривающих срабатывание систем безопасности, с тем чтобы предотвратить переход ситуации на реакторе в более тяжелую стадию.

6.43. В случаях, когда в ответ на постулируемое исходное событие не требуются оперативные действия, допускается прибегать к ручному вводу в действие систем или другим действиям оператора. Для таких случаев временной интервал между выявлением постулируемого исходного события или аварии и требуемым действием должен быть достаточно продолжительным, и должны быть определены адекватные процедуры (такие как административные, эксплуатационные и аварийные процедуры) для обеспечения выполнения таких действий. Должна быть проведена оценка возможности того, что оператор усугубит последовательность событий вследствие ошибочного управления оборудованием или неверного диагностирования требующегося процесса восстановления.

6.44. Действия оператора, требуемые для диагностирования состояния реактора после постулируемого исходного события и своевременного приведения его в стабильное состояние долгосрочного останова, должны облегчаться благодаря тому, что в проекте будут предусмотрены надлежащие контрольно-измерительные приборы для контроля состояния реактора и адекватные средства для ручного управления оборудованием.

Требование 19. Внутренние и внешние опасности

Все прогнозируемые внутренние опасности и внешние опасности для исследовательского реактора, включая потенциальные события техногенного характера, прямо или косвенно затрагивающие безопасность исследовательского реактора, должны быть выявлены, а их последствия – как по отдельности, так и в вероятных сочетаниях – оценены. Опасности должны учитываться при разработке схемы расположения (компоновки) установки и определении постулируемых исходных событий и возникающих в связи с ними нагрузок, которые принимаются в расчет при проектировании соответствующих узлов, важных для безопасности реакторной установки.

6.45. Важные для безопасности узлы должны проектироваться и размещаться с должным учетом других последствий для безопасности так, чтобы противостоять воздействию опасностей или быть защищенными,

сообразно уровню их важности для безопасности, от опасностей и от механизмов отказа по общей причине, образованных под воздействием опасностей. Это также относится к оборудованию, не используемому на постоянной основе.

Внутренние опасности

6.46. Для определения всех внутренних событий, которые могут повлиять на безопасность исследовательской реакторной установки, должен проводиться анализ постулируемых исходных событий. Эти события могут включать отказы или сбои в работе оборудования.

6.47. При проектировании исследовательской реакторной установки должно учитываться возможное возникновение внутренних опасностей, таких как пожары и взрывы, затопление, образование летящих предметов, биение трубопроводов, ударное воздействие струи или выброс жидкости из поврежденных систем или из других установок на площадке. Должны приниматься надлежащие предупредительные и смягчающие меры, чтобы не допустить возникновения угрозы для ядерной безопасности. Некоторые внешние события могут стать причиной возникновения внутренних пожаров или затоплений либо привести к образованию летящих предметов. В надлежащих случаях такие сочетания внешних и внутренних событий должны также учитываться при проектировании.

Пожары и взрывы

6.48. Важные для безопасности конструкции, системы и элементы 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. При проектировании должно предусматриваться:

- a) предотвращение возникновения пожаров и взрывов;
- b) обнаружение и оперативное тушение возникших пожаров, обеспечивающее ограничение наносимого ущерба;

- с) предотвращение распространения непотушенных пожаров и вызванных пожаром взрывов с целью сведения к минимуму их последствий для безопасности установки. Внутренние пожары и взрывы не должны наносить ущерба резервным группам систем безопасности.

6.49. Системы пожаротушения должны при необходимости включаться автоматически. Системы пожаротушения должны проектироваться и размещаться с таким расчетом, чтобы их использование или разрыв, ложное или случайное срабатывание не увеличивали риск возникновения критичности²³, не причиняли вреда персоналу, не влияли существенным образом на функциональные возможности конструкций, систем и элементов, важных для безопасности, и не оказывали одновременного воздействия на резервные группы систем безопасности, делая таким образом неэффективными меры, принимаемые для соблюдения критерия единичного отказа (см. пункты 6.76-6.79).

6.50. Везде, где это представляется практически возможным, на исследовательской реакторной установке (в том числе в испытаниях и экспериментах) должны использоваться негорючие или огнеупорные и термостойкие материалы, особенно в таких местах, как здание реактора и помещение щита управления. Огнеопасные газы и жидкости и горючие материалы, которые могут образовывать взрывоопасные смеси или способствовать их образованию, должны иметься в минимально необходимых количествах и храниться в надлежащих условиях, обеспечивающих разделение реакционно-способных веществ.

6.51. Пожары и взрывы не должны препятствовать выполнению основных функций безопасности, а также мониторингу состояния установки. Эта возможность должна обеспечиваться за счет соответствующего включения в проект резервных конструкций, систем и элементов, разнопринципных систем, принципов физического разделения и их надежной работы при отказе отдельных элементов.

²³ Этот аспект важен, в частности, для критических сборок и подкритических сборок и сухих хранилищ топлива, которые должны проектироваться с таким расчетом, чтобы оставаться на безопасном подкритическом уровне после срабатывания противопожарной системы и во время пожаротушения.

Внешние события

6.52. Должны быть определены природные и техногенные внешние события, учитываемые в основе проекта. Учитываемые события должны включать те события, которые были определены при оценке площадки (см. раздел 5).

6.53. Должны быть учтены природные внешние события, включая метеорологические, гидрологические, геологические и сейсмические события, и все их вероятные сочетания (см. пункт 6.69). Должны быть учтены техногенные внешние события, обусловленные наличием близлежащих промышленных предприятий и путей сообщения. В краткосрочной перспективе безопасность установки не должна зависеть от наличия служб, находящихся за пределами площадки, таких как система электроснабжения и пожарная охрана. При проектировании надлежит уделять внимание конкретным условиям на данной площадке, с тем чтобы определить максимально допустимое время прибытия служб, находящихся за пределами площадки.

6.54. Исследовательская реакторная установка, находящаяся в сейсмически активной зоне, должна быть оснащена системой обнаружения сейсмических явлений, приводящей в действие системы автоматического останова реактора при превышении установленного порогового значения.

6.55. Должны быть предусмотрены средства, позволяющие свести к минимуму всякое взаимодействие между зданиями, в которых находятся важные для безопасности узлы (включая силовые кабели и кабели систем контроля и управления), и любыми другими конструкциями, учтенными при проектировании вследствие внешних событий.

6.56. Проектирование должно осуществляться с таким расчетом, чтобы все важные для безопасности узлы могли выдерживать воздействие внешних событий, учтенных в проекте; в противном случае должны предусматриваться другие средства, такие как пассивные барьеры, для защиты реакторной установки и обеспечения выполнения основных функций безопасности.

6.57. При проектировании должен быть предусмотрен достаточный запас безопасности для защиты важных для безопасности узлов от внешних опасностей более высокого уровня, чем тот, который выбран для основы проекта в результате оценки опасностей на площадке.

Требование 20. Проектные аварии

Из постулируемых исходных событий должен быть выведен набор аварийных условий, которые будут учитываться при проектировании исследовательского реактора, для цели установления граничных условий, которые исследовательский реактор может выдерживать без превышения допустимых пределов по радиационной защите.

6.58. Проектные аварии должны использоваться для определения проектных основ, включая критерии функционирования, систем безопасности и других узлов, важных для безопасности, которые необходимы для контроля проектных аварийных условий и призваны обеспечить возвращение реактора в безопасное состояние и смягчение последствий любой аварии.

6.59. Проектирование должно осуществляться с таким расчетом, чтобы в проектных аварийных условиях главные параметры реактора не превышали установленных проектных пределов. Первоочередной целью должно быть обеспечение возможности управления всеми проектными авариями таким образом, чтобы они имели лишь незначительные радиологические последствия либо вовсе не имели таковых на площадке и за ее пределами и не требовали принятия каких-либо мер аварийного реагирования за пределами площадки.

6.60. Для случаев, когда в ответ на постулируемые исходные события требуются оперативные и надежные действия, в проекте реактора должны быть предусмотрены средства автоматического ввода в действие необходимых систем безопасности. При проектировании должно обеспечиваться сокращение нагрузки на оператора, насколько это практически возможно, в частности во время проектной аварии и после нее.

6.61. Анализ проектных аварий должен проводиться на основе консервативного подхода. Этот подход предусматривает применение к системам безопасности критерия единичного отказа (см. требование 25) с указанием проектных критериев и использованием в анализе консервативных допущений, моделей и входных параметров.

6.62. В проект подкритических сборок должны быть включены технические положения по предотвращению возникновения критичности (см. пункт 6.66).

Требование 21. Проектные пределы

Для всех эксплуатационных состояний и аварийных условий должен быть определен набор проектных пределов для исследовательского реактора, соответствующих основным физическим параметрам каждого узла, важного для безопасности исследовательского реактора.

6.63. Проектные пределы должны быть указаны для каждого эксплуатационного состояния реактора и его экспериментальных устройств и должны удовлетворять соответствующим национальным и международным нормам и кодексам, а также соответствующим регулирующим требованиям.

Требование 22. Запроектные условия

Должен быть определен набор запроектных условий для исследовательского реактора в целях повышения безопасности исследовательского реактора посредством укрепления его способности выдерживать без неприемлемых радиологических последствий аварии, более тяжелые, чем проектные аварии, либо аварии, которые связаны с многочисленными отказами. Этот набор запроектных условий должен определяться на основе инженерно-технической оценки и, в надлежащих случаях, с использованием дифференцированного подхода, детерминистических оценок и дополнительных вероятностных оценок. Запроектные условия должны использоваться для выявления дополнительных аварийных сценариев, которые следует учитывать при проектировании, и планирования практически осуществимых мер по предотвращению таких аварий или смягчению их последствий в случае, если они произойдут.

6.64. Должен быть проведен анализ запроектных условий²⁴ для определения того, превысят ли потенциальные радиологические последствия те, которые считаются допустимыми соответствующим компетентным органом. Основной технической целью учета запроектных условий является обеспечение уверенности в том, что проектирование установки ведется с таким расчетом, чтобы предотвратить возникновение аварийных условий помимо тех, которые считаются проектными аварийными условиями, или

²⁴ Анализ запроектных условий может выполняться на основе подхода наилучшего приближения (в соответствии с требованиями государств могут использоваться более строгие подходы).

смягчить их последствия, насколько это практически возможно. В связи с этим могут потребоваться дополнительные средства безопасности для запроектных условий или расширение возможностей систем безопасности по поддержанию основных функций безопасности, особенно функции локализации²⁵. Эти дополнительные средства безопасности для запроектных условий или это расширение возможностей систем безопасности должны быть такими, чтобы обеспечивать возможность управления аварийными условиями, в которых на установке присутствует значительное количество радиоактивного материала (включая радиоактивный материал, образующийся вследствие повреждения активной зоны реактора).

6.65. Запроектные условия должны использоваться для определения проектных спецификаций средств безопасности и для проектирования всех прочих важных для безопасности узлов, необходимых для предотвращения возникновения таких событий, либо – в случае их возникновения – для их контроля и смягчения их последствий. Для существующих исследовательских реакторов должна быть выполнена дополнительная переоценка безопасности в целях определения необходимости принятия смягчающих мер или мер по модификации установки.

6.66. Для подкритических сборок вероятность возникновения критичности должна быть достаточно мала для того, чтобы считаться запроектным условием. Для обеспечения подкритичности в проект должны быть включены требования безопасности, такие как использование только

²⁵ Локализация – это предотвращение или контроль выбросов радиоактивного материала в окружающую среду в процессе эксплуатации или при авариях [8]. Локализация является одной из базовых функций 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 отдельных запроектных условиях. Функция локализации обычно реализуется посредством нескольких барьеров, окружающих основные части ядерного реактора, в которых содержится радиоактивный материал. В случае исследовательского реактора конечным барьером, обеспечивающим локализацию, может быть здание реактора. Можно рассматривать использование других конструкций (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.

природного урана или ограниченных количеств делящихся материалов либо фиксированного соотношения «топливо/замедлитель». Если такие требования предусмотрены быть не могут, то на основе анализа безопасности должны быть определены и введены меры по смягчению последствий.

6.67. Проводимый анализ должен включать определение средств безопасности, которые спроектированы для использования при предотвращении или смягчении событий, учитываемых в рамках запроектных условий, или способны предотвращать или смягчать эти события. Эти средства:

- a) должны быть, насколько это практически возможно, независимыми от средств, используемых при более частых авариях;
- b) должны быть способны функционировать, насколько это практически возможно, в условиях внешней среды, относящихся к запроектным условиям;
- c) должны иметь степень надежности, соответствующую предписанной им функции.

6.68. Проектирование должно проводиться с таким расчетом, чтобы практически исключалась возможность возникновения условий, которые могли бы привести к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу²⁶. Проектирование должно проводиться с таким расчетом, чтобы для запроектных условий в целях защиты населения было достаточно защитных мер, ограниченных по времени и месту применения, и предусматривалось достаточное время для принятия таких мер.

Сочетания событий и отказов

6.69. Если результаты инженерно-технической оценки и детерминистических оценок безопасности, дополненные в соответствующих случаях результатами вероятностных оценок безопасности, указывают

²⁶ Радиоактивный выброс на ранней стадии – это выброс, в отношении которого требуются защитные меры за пределами площадки, однако эти меры вряд ли могут быть осуществлены вовремя с максимальной эффективностью. Крупный радиоактивный выброс – это выброс, в отношении которого ограниченных по времени и месту применения защитных мер за пределами площадки недостаточно для защиты людей и охраны окружающей среды.

на то, что сочетания постулируемых исходных событий могут приводить к возникновению аварийных условий, такие сочетания событий должны считаться проектными авариями или должны быть включены в набор запроектных условий, что зависит главным образом от вероятности их возникновения. Некоторые события могут быть следствием других событий, как, например, наводнение после землетрясения. Такие последующие эффекты должны рассматриваться в качестве части первоначального постулируемого исходного события.

Требование 23. Инженерно-технические средства безопасности

На исследовательском реакторе должны быть предусмотрены инженерно-технические средства безопасности, предназначенные для предупреждения ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий и смягчения их последствий в случае, если они произойдут.

6.70. Примерами инженерно-технических средств безопасности исследовательского реактора являются система аварийного охлаждения активной зоны реактора и средства локализации (в частности, система аварийной вентиляции). Особые требования в отношении этих систем и их дополнительных особенностей изложены в пунктах 6.128-6.137 и 6.164-6.166. Другие инженерно-технические средства безопасности, такие как резервная система останова или конструкция защитной оболочки, должны также проектироваться в соответствии с этими требованиями.

6.71. На основании анализа безопасности должны быть определены необходимость и возможности инженерно-технических средств безопасности. Должны быть определены аварии, с которыми требуется справляться этим системам, и должен быть проведен анализ на предмет соответствия систем этим требованиям. Должны предусматриваться системы и подсистемы, которые являются существенно важными для надежного функционирования инженерно-технических средств безопасности.

6.72. Должны быть детально определены различные режимы работы инженерно-технического средства безопасности, включая степень, в которой данное инженерно-техническое средство безопасности срабатывает

автоматически, и условия, в которых требуется ручное вмешательство. При проектировании инженерно-технических средств безопасности должны приниматься в расчет:

- a) надежность элементов (включая надежность дополнительных и вспомогательных систем, необходимых для эксплуатации инженерно-технических средств безопасности, см. требование 60), независимость системы, резервирование, отказоустойчивые характеристики, разнопринципность и физическое разделение резервных систем, предпочтительность использования пассивных, а не активных систем и функциональное разделение резервных систем безопасности;
- b) использование материалов, выдерживающих постулируемые аварийные условия (например, с учетом уровней излучения или радиолиза);
- c) меры по проведению технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций (в том числе в смоделированных условиях проектной аварии, когда это возможно) с целью удостовериться в том, что инженерно-технические средства безопасности продолжают функционировать или находятся в состоянии готовности для надежного и действенного выполнения предписанных им функций, когда это потребуются.

Требование 24. Надежность узлов, важных для безопасности

Надежность узлов исследовательской реакторной установки, важных для безопасности, должна соответствовать их значимости с точки зрения безопасности.

6.73. Узлы, важные для безопасности, должны проектироваться с таким расчетом, чтобы обеспечить возможность аттестации, закупки, монтажа, принятия в эксплуатацию, эксплуатации и технического обслуживания оборудования, способного с достаточной надежностью и эффективностью выдерживать все условия, указанные в проектных основах этих узлов.

6.74. При подборе оборудования должно уделяться внимание как ложному срабатыванию, так и небезопасным видам отказа. Предпочтение в процессе подбора должно отдаваться оборудованию с прогнозируемыми и выявленными видами отказа, и конструкция которого облегчает его ремонт или замену.

6.75. В целях обеспечения надежного выполнения функций безопасности при эксплуатации исследовательского реактора для узлов, важных для безопасности, должны устанавливаться максимальные разрешенные пределы неготовности. Пределы неготовности должны быть документально зафиксированы в рамках эксплуатационных пределов и условий.

Требование 25. Критерий единичного отказа

Критерий единичного отказа должен применяться к каждой группе безопасности, включаемой в проект исследовательского реактора.

6.76. При применении критерия единичного отказа к группе безопасности или системе безопасности ложное срабатывание должно рассматриваться как один из видов отказа.

6.77. При проектировании должно уделяться надлежащее внимание отказу пассивного элемента, если только в рамках анализа единичного отказа с высоким уровнем достоверности не было обосновано, что отказ этого элемента крайне маловероятен и что выполняемая им функция не будет затронута постулируемым исходным событием.

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

6.79. Принятая степень резервирования должна отражать возможность появления необнаруженных отказов, которые могут приводить к снижению 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 произойти в любое время, либо должны применяться другие методы, такие как контроль эталонных узлов, обоснованные методы расчетов и использование консервативных запасов безопасности²⁷.

²⁷ Запас безопасности – это разность между пределом безопасности и эксплуатационным пределом. Иногда он выражается как отношение этих двух значений.

Требование 26. Отказы по общей причине

При проектировании оборудования для исследовательской реакторной установки должна надлежащим образом учитываться потенциальная возможность отказов по общей причине узлов, важных для безопасности, с тем чтобы определить, каким образом следует применять принципы разнопринципности, резервирования, физического разделения и функциональной независимости для достижения требуемой надежности.

6.80. Принцип разнопринципности должен применяться всегда, когда это практически возможно, после рассмотрения его возможных недостатков, обусловленных сложностями в эксплуатации, техническом обслуживании и испытаниях разнопринципного оборудования.

Требование 27. Физическое разделение и независимость систем безопасности

Должно предотвращаться взаимовлияние систем безопасности или резервных элементов системы исследовательской ядерной установки в соответствующих случаях такими средствами, как физическое разделение, электрическая изоляция, функциональная независимость и независимость коммуникации (передачи данных).

Требование 28. Отказобезопасное проектирование

В надлежащих случаях при проектировании систем и элементов, важных для безопасности исследовательского реактора, должна применяться концепция отказобезопасного проектирования.

6.81. Системы и элементы, важные для безопасности, в надлежащих случаях должны проектироваться с расчетом на отказобезопасное поведение, с тем чтобы их отказ или отказ вспомогательного средства не препятствовал выполнению предусмотренной функции безопасности.

Требование 29. Аттестация узлов, важных для безопасности

Должна осуществляться программа аттестации для исследовательской реакторной установки с целью подтверждения того, что узлы, важные для безопасности, будут способны выполнять предписанные им функции в случае необходимости и в преобладающих условиях

окружающей среды в течение всего проектного срока службы этих узлов, при этом надлежащим образом должно быть учтено состояние реактора при проведении технического обслуживания и испытаний.

6.82. В программу аттестации должны включаться любые условия окружающей среды и рабочие условия, которые могут быть обоснованно спрогнозированы и которые могут возникать в конкретных эксплуатационных состояниях.

6.83. При рассмотрении условий окружающей среды в рамках программы аттестации узлов исследовательского реактора, важных для безопасности, необходимо учитывать изменения внешних условий окружающей среды, которые прогнозируются для данной установки в рамках ожидаемых при эксплуатации событий и при проектных авариях.

6.84. В программе аттестации узлов, важных для безопасности, должны учитываться эффекты старения, обусловленные различными факторами окружающей среды (такими как вибрация, облучение, влажность или температура) в течение ожидаемого срока службы узлов, важных для безопасности. В случаях, когда на узлы, важные для безопасности, могут воздействовать внешние природные события и они должны выполнять функцию безопасности во время или после такого события, в программе аттестации путем проведения испытаний или анализа либо посредством сочетания этих мер должны быть воспроизведены, насколько это практически возможно, условия, которые воздействуют на узлы, важные для безопасности, в результате природных событий.

Требование 30. Учет ввода в эксплуатацию при проектировании

Проектирование исследовательской реакторной установки должно при необходимости включать конструктивные решения, облегчающие процесс ввода в эксплуатацию реакторной установки, в том числе экспериментальных устройств. Эти конструктивные решения могут включать меры, обеспечивающие работу с переходными активными зонами, имеющими различные характеристики.

6.85. При проектировании должны быть предусмотрены меры по монтажу и демонтажу дополнительного оборудования, необходимого только для ввода в эксплуатацию, такого как фильтры, средства наполнения и дренирования, а также контрольно-измерительные приборы.

Требование 31. Калибровка, испытания, техническое обслуживание, ремонт, замена, инспектирование и контроль узлов, важных для безопасности

Узлы исследовательской реакторной установки, важные для безопасности, должны проектироваться таким образом, чтобы можно было проводить их калибровку, испытания, техническое обслуживание, ремонт или замену, инспектирование и контроль, которые требуются для обеспечения возможности выполнения ими своих функций и сохранения их целостности при всех условиях, предусмотренных их проектными основами.

6.86. Узлы, важные для безопасности, должны быть спроектированы так, чтобы можно было проводить надлежащие функциональные испытания, позволяющие убедиться в том, что они выполняют свои функции безопасности с требуемой степенью надежности, и должны располагаться так, чтобы их можно было по мере необходимости надлежащим образом испытывать и обслуживать перед вводом в эксплуатацию и впоследствии через регулярные промежутки времени сообразно их важности для безопасности.

6.87. Важными факторами, которые должны учитываться, являются легкость проведения испытаний и инспекций, степень, до которой испытания и инспекции отражают реальные условия, и необходимость поддерживать выполнение функции безопасности во время испытаний. Когда это возможно и целесообразно, в электрических и электронных системах должны устанавливаться схемы с самоконтролем.

6.88. Узлы, важные для безопасности, должны быть спроектированы и расположены так, чтобы их можно было надлежащим образом инспектировать, испытывать, обслуживать и заменять по мере необходимости. Компоновка реактора должна быть спроектирована с таким расчетом, чтобы облегчить калибровку, испытания, техническое обслуживание, ремонт или замену, инспектирование и контроль и обеспечивать возможность их выполнения с соблюдением соответствующих национальных и международных кодексов и норм и без чрезмерного радиационного облучения эксплуатационного персонала. Если не представляется практически возможным обеспечить достаточный доступ к какому-либо элементу для проведения испытаний, в анализе безопасности должна быть принята во внимание возможность его необнаруженного отказа.

6.89. При проектировании реактора должны быть предусмотрены меры, обеспечивающие ремонтпригодность и возможность замены узлов, важных для безопасности, а также облегчающие обычные инспекции в процессе эксплуатации.

Требование 32. Учет аварийной готовности и реагирования при проектировании

Для целей обеспечения аварийной готовности и реагирования при проектировании исследовательской реакторной установки должны быть предусмотрены:

- а) достаточное количество путей эвакуации с четкой и стойкой разметкой, снабженных надежными системами аварийного освещения, вентиляции и другими обслуживающими средствами, которые необходимы для безопасного использования этих путей эвакуации;**
- б) эффективные средства связи во всех местах установки для использования после возникновения всех постулируемых исходных событий и в аварийных условиях.**

6.90. Исследовательская реакторная установка должна иметь достаточное количество безопасных путей эвакуации с четкой и стойкой разметкой, с надежным аварийным освещением, вентиляцией и другими обслуживающими средствами в здании, которые необходимы для их безопасного использования. Пути эвакуации должны удовлетворять соответствующим национальным требованиям в отношении радиационного зонирования, противопожарной защиты, техники безопасности и физической ядерной безопасности (см. также раздел 9) и должны проектироваться с учетом соответствующих применимых международных требований.

6.91. Должны предусматриваться соответствующие системы сигнализации и средства связи с таким расчетом, чтобы в аварийной ситуации можно было предупредить об опасности всех лиц, находящихся на реакторной установке и на площадке, и дать им соответствующие инструкции. Должна быть обеспечена постоянная готовность надежных и разнообразных средств связи, необходимых для обеспечения безопасности в пределах реакторной

установки²⁸, при этом должны быть надлежащим образом учтены постулируемые исходные события, которые могут негативно повлиять на их готовность.

Требование 33. Учет вывода из эксплуатации при проектировании

При проектировании исследовательского реактора и его экспериментальных установок должен учитываться вывод из эксплуатации исследовательской реакторной установки.

6.92. При проектировании исследовательского реактора и его экспериментальных установок, а также при любых их модификациях должно уделяться внимание облегчению вывода из эксплуатации [11]. При этом должны учитываться следующие аспекты:

- a) подбор материалов для сведения к минимуму активации материалов, связанных с выводом из эксплуатации и обращением с радиоактивными отходами, и обеспечения простоты дезактивации;
- b) оптимизация компоновки установки и путей доступа для облегчения демонтажа крупных элементов и отсоединения и транспортировки (с помощью дистанционных манипуляторов, когда это необходимо) активированных элементов;
- c) обращение с радиоактивными отходами перед захоронением (т.е. предварительная обработка, обработка, кондиционирование и хранение отходов, образующихся вследствие эксплуатации реактора и его вывода из эксплуатации).

6.93. Подробная информация о проектных требованиях и информация, касающаяся площадки, а также окончательного проекта, строительства и модификации установки, такая, как «базовые» радиологические характеристики и окончательные исполнительные чертежи, относящиеся к компоновке установки, трубопроводам и кабельным проходкам, должна сохраняться как информация, необходимая для вывода из эксплуатации.

²⁸ Включая средства связи в помещении резервного щита управления, если таковой имеется.

Требование 34. Учет радиационной защиты при проектировании

На исследовательской реакторной установке должны быть предусмотрены меры, обеспечивающие, чтобы дозы, получаемые эксплуатационным персоналом, пользователями реактора (экспериментаторами) и населением, не превышали предписанных дозовых пределов и удерживались на разумно достижимом низком уровне и чтобы учитывались соответствующие граничные дозы.

6.94. В соответствии с основополагающей целью безопасности, которая заключается в защите людей и охране окружающей среды (см. пункт 2.1 SF-1 [1]) во всех эксплуатационных состояниях и аварийных условиях, при проектировании на основе программы радиационной защиты должны быть предусмотрены в надлежащем объеме системы биологической защиты, вентиляции, фильтрации и выдержки радиоактивного материала (такие как баки выдержки), а также контрольно-измерительные приборы для мониторинга излучения и находящегося в воздухе радиоактивного материала внутри и за пределами контролируемой зоны.

6.95. Значения дозы, используемые для целей проектирования, должны устанавливаться с достаточным запасом для того, чтобы разрешенные пределы не превышались. Системы биологической защиты, вентиляции, фильтрации и выдержки реактора и связанных с ним установок должны проектироваться с учетом неопределенностей, возникающих в эксплуатационной практике и во всех эксплуатационных состояниях и при проектных авариях.

6.96. Конструкционные материалы, в особенности используемые вблизи активной зоны (такие, как материалы опор, решеток и направляющих труб активной зоны), должны тщательно выбираться с целью ограничения доз облучения персонала в ходе эксплуатации, технического обслуживания, испытаний и инспекций, во время вывода из эксплуатации, а также при выполнении им других функций. Влияние радионуклидов, образующихся в результате нейтронной активации в технологических системах реактора (например, ^{16}N , ^3H , ^{41}Ar , ^{24}Na , ^{60}Co), должно соответствующим образом учитываться при организации радиационной защиты людей на площадке и за ее пределами.

6.97. В проекте должны предусматриваться все необходимые меры для разделения материалов по их радиологическим, физическим и химическим характеристикам с целью облегчения обращения с ними и для защиты

работников и другого персонала на установке и населения посредством контроля доступа. Это должно достигаться путем создания зон в пределах установки (в зонах наблюдения и контролируемых зонах, см. требование 24 GSR Part 3 [7]), которые классифицируются по их потенциальной опасности. Такие зоны должны быть четко очерчены и обозначены. Поверхности должны соответствующим образом проектироваться с целью облегчения их дезактивации.

6.98. В проекте должна быть предусмотрена биологическая защита, требующаяся не только для реактора, но 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 по установке необходимых защитных экранов, связанных с будущим использованием реактора и других источников излучения. Оценки опасностей и меры биологической защиты должны соответствующим образом учитываться в связи с использованием каналов выведения излучения и других экспериментальных устройств.

6.99. Должны быть предусмотрены меры по контролю выбросов и предотвращению рассеяния радиоактивных веществ и загрязнения на установке. Должны быть обеспечены системы вентиляции с соответствующей фильтрацией для использования в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях.

6.100. 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 конструкций, систем и элементов с целью ограничения облучения во время технического обслуживания, испытаний и инспекций путем обеспечения биологической защиты от прямого и рассеянного излучения, а также обеспечение средств мониторинга и контроля доступа к реактору и его экспериментальным устройствам и установкам.

6.101. При проектировании должны быть предусмотрены меры, обеспечивающие безопасное обращение с радиоактивными отходами, образующимися на исследовательских реакторных установках. Должны

предусматриваться соответствующие средства для дезактивации как персонала, так и оборудования, а также меры по обращению с радиоактивными отходами, образующимися при дезактивации.

6.102. Оборудование, подлежащее частому техническому обслуживанию или требующее ручного управления, должно находиться в зонах с низкой мощностью дозы, чтобы снизить облучение работников и другого персонала на установке.

Требование 35. Проектирование, направленное на обеспечение оптимальной работы оператора

На ранней стадии процесса проектирования исследовательской реакторной установки, включая ее экспериментальные установки, должен начинаться систематический учет человеческого фактора, в том числе взаимодействия человек-машина, и он должен продолжаться в течение всего процесса проектирования.

6.103. При проектировании должно уделяться внимание обеспечению того, чтобы в случае необходимости применения административных мер контроля и процедур такой контроль был осуществим, а связанные с ним процедуры были применимы.

6.104. При проектировании помещения щита управления и реакторных систем должно уделяться внимание человеческим факторам и применению эргономических принципов.

6.105. Средство сопряжения человека и машины должно проектироваться с таким расчетом, чтобы операторы получали всеобъемлющую, но легко поддающуюся управлению информацию, с учетом времени, необходимого для принятия решений и соответствующих действий. Информация, необходимая оператору для принятия решения о действиях, должна быть представлена в ясной и недвусмысленной форме и должна обеспечивать возможности для:

- a) оценки общего состояния установки в любых условиях;
- b) эксплуатации установки в оговоренных пределах для параметров, связанных с системами и оборудованием установки (эксплуатационные пределы и условия);

- c) подтверждения автоматического инициирования защитных действий для срабатывания систем безопасности, когда это необходимо, и штатной работы соответствующих систем;
- d) определения как необходимости ручного инициирования указанных защитных действий, так и времени их инициирования.

6.106. Что касается визуального представления информации, индикации на приборах и тревожных сигналов, то проектирование должно осуществляться таким образом, чтобы содействовать успешной работе оператора в условиях ограниченного времени, при ожидаемых физических условиях внешней среды и возможной психологической нагрузке на оператора.

6.107. Проект должен способствовать выполнению эксплуатационным персоналом его задач и ограничивать влияние эксплуатационных ошибок на безопасность. В процессе проектирования необходимо уделять должное внимание компоновке установки и оборудования, процедурам, включая процедуры технического обслуживания и инспекций, в целях облегчения доступа эксплуатационного персонала к конструкциям, системам и элементам исследовательского реактора во всех его состояниях.

Требование 36. Безопасное использование и модификация

При проектировании исследовательской реакторной установки должны быть предусмотрены меры, обеспечивающие безопасное использование и модификацию исследовательского реактора.

6.108. Исследовательские реакторы допускают гибкий режим эксплуатации и могут находиться в ряде различных состояний. При проектировании следует осторожно подходить к вопросам использования и модификации исследовательского реактора, чтобы конфигурация реактора всегда была известна. В частности, внимание должно уделяться экспериментальному оборудованию, поскольку оно может:

- a) прямо привести к появлению опасностей в случае отказа;
- 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 такого отказа на последовательность событий.

6.109. Каждая предлагаемая модификация реактора или эксперимента, которая может иметь существенное значение для безопасности, должна проектироваться в соответствии с теми же принципами, которые применяются к самому реактору (см. пункты 7.100-7.101). В частности, все экспериментальные устройства должны быть полностью совместимыми в плане используемых материалов, структурной целостности и обеспечения радиационной защиты. При проектировании всех экспериментальных устройств должны учитываться суммарное количество радиоактивного материала и образование и выделение энергии.

6.110. Модификации исследовательских реакторов и экспериментальных устройств должны учитываться при проектировании так, чтобы сохранить средства локализации и биологической защиты реактора. Системы защиты экспериментальных устройств должны проектироваться так, чтобы они обеспечивали защиту как устройства, так и реактора. Должна быть разработана официальная программа проведения экспериментов и модификаций, имеющих большое значение для безопасности.

6.111. 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 реактора.

Требование 37. Учет управления старением при проектировании

Должен быть определен проектный срок службы узлов исследовательской реакторной установки, важных для безопасности. Для того, чтобы узлы, важные для безопасности, могли в течение всего проектного срока службы выполнять предписанные им функции безопасности в эксплуатационных состояниях и при необходимости в аварийных условиях, при проектировании должны предусматриваться надлежащие запасы надежности, чтобы должным образом учесть соответствующие механизмы старения, такие как охрупчивание при нейтронном воздействии и износ, а также потенциальное ухудшение характеристик вследствие старения. Должны учитываться жизненные циклы используемой технологии и возможное устаревание этой технологии.

6.112. При проектировании исследовательского реактора должны надлежащим образом учитываться физическое старение, эффекты износа и устаревания во всех эксплуатационных состояниях, для которых предназначен тот или иной элемент, включая испытания, техническое обслуживание, эксплуатационные состояния во время и после постулируемого исходного события.

6.113. Должна вводиться программа управления старением, предусматривающая инспекции и периодические испытания материалов, а результаты, полученные в ходе этой программы, должны использоваться для оценки адекватности конструкции через соответствующие промежутки времени.

6.114. При проектировании должны предусматриваться меры для обеспечения необходимого мониторинга, испытаний, отбора проб и инспекций с целью обнаружения, оценки, предупреждения и ослабления эффектов старения. Управление старением исследовательской реакторной установки должно включать управление устаревшими конструкциями, системами и элементами и управление запасными частями.

Требование 38. Учет периодов длительного останова

При проектировании исследовательской реакторной установки должно быть уделено внимание обеспечению безопасности установки в периоды длительного останова.

6.115. При проектировании должны предусматриваться меры, обеспечивающие выполнение необходимых действий в периоды длительного останова, например для поддержания в нужной кондиции ядерного топлива, теплоносителя или замедлителя и газового наполнителя, обеспечения надлежащей сохранности конструкций, систем и элементов, а также проведения технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций соответствующих конструкций, систем и элементов. Должно уделяться внимание поглощению долгоживущих нейтронов материалом отражателя, которое может негативно повлиять на последующий пуск реактора.

Требование 39. Предотвращение несанкционированного доступа к узлам, важным для безопасности, или вмешательства в их работу

Должны приниматься меры для предотвращения несанкционированного доступа к узлам исследовательской реакторной установки, важным для безопасности, включая аппаратные средства и программное обеспечение компьютеров, или вмешательства в их работу.

6.116. При проектировании должны предусматриваться меры по контролю доступа эксплуатационного персонала и пользователей реактора, включая работников и транспортные средства аварийных служб, к реакторной установке и/или оборудованию, при этом особое внимание должно уделяться предотвращению несанкционированного доступа лиц и предметов на площадку или в здания на площадке, главным образом в целях предотвращения хищения или несанкционированного изъятия ядерного материала и предотвращения саботажа (диверсий) (см. также раздел 9).

Требование 40. Предотвращение деструктивных или неблагоприятных взаимодействий между важными для безопасности системами

Должна быть проведена оценка возможности деструктивного или неблагоприятного взаимодействия между важными для безопасности системами на исследовательской реакторной установке, которым, вероятно, потребуется функционировать одновременно, и должны предотвращаться любые деструктивные или неблагоприятные взаимодействия.

6.117. При проведении анализа возможности деструктивного или неблагоприятного взаимодействия важных для безопасности систем должно уделяться надлежащее внимание физическим взаимосвязям и возможным последствиям функционирования, ложного или неправильного срабатывания одной системы для локальных условий внешней среды, в которой находятся другие системы, чтобы не допустить воздействия изменений во внешней среде на надежность штатного функционирования систем или элементов.

6.118. Если две важные для безопасности и содержащие жидкость системы связаны между собой и работают под различным давлением, то либо обе эти системы должны быть спроектированы с таким расчетом,

чтобы выдерживать более высокое давление, либо должны приниматься меры для предотвращения превышения расчетного давления в системе, работающей под более низким давлением.

Требование 41. Анализ безопасности проекта

Должен быть проведен анализ безопасности проекта исследовательской реакторной установки, в котором должны использоваться методы детерминистического анализа и в соответствующих случаях дополняющие их методы вероятностного анализа, позволяющие провести оценку и анализ угроз безопасности во всех состояниях установки.

6.119. Должен проводиться анализ безопасности проекта исследовательского реактора. Он должен включать анализ поведения установки в случае ряда постулируемых исходных событий (таких, как нарушение функционирования или отказы оборудования и экспериментальных устройств, ошибки оператора или внешние и внутренние события), которые могут приводить либо к ожидаемым при эксплуатации событиям, либо к аварийным условиям (см. также GSR Part 4 (Rev. 1) [12]). Этот анализ должен использоваться:

- a) в качестве проектных основ узлов, важных для безопасности;
- b) для выбора эксплуатационных пределов и условий реактора;
- c) для разработки эксплуатационных регламентов, программ инспекций и периодических испытаний, процедур ведения учетной документации, графиков технического обслуживания и ремонта, предложений по модификациям и аварийному планированию.

6.120. Анализ безопасности должен обеспечивать уверенность в том, что в проекте реализованы принципы глубокоэшелонированной защиты и в достаточной степени учтены неопределенности.

6.121. Анализ безопасности должен включать:

- a) характеристику 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 проектными авариями возможно благодаря автоматическому срабатыванию систем безопасности в сочетании с предписанными действиями оператора;
- e) спецификацию запроектных условий и описание того, каким образом они учитываются;
- f) определение эксплуатационных пределов и условий нормальной эксплуатации;
- g) анализ систем безопасности, инженерно-технических средств безопасности и средств безопасности для запроектных условий;
- h) анализ средств локализации.

6.122. Для каждого постулируемого исходного события при проведении анализа безопасности должна учитываться качественная и количественная информация о следующих аспектах:

- a) используемые входные параметры, начальные условия, граничные условия, допущения, модели, неопределенности и компьютерные коды;
- b) последовательность событий и показатели работы реакторных систем;
- c) чувствительность к режимам единичного отказа и отказам по общей причине;
- d) чувствительность к человеческим факторам;
- e) анализ переходных процессов;
- f) определение уровней повреждения;
- g) расчет параметров источника выброса;
- h) оценка радиологических последствий.

6.123. Для каждой рассматриваемой последовательности развития аварии должно указываться, до какой степени должны оставаться работоспособными в условиях аварии системы безопасности и все не вышедшие из строя технологические системы. Оценка этих событий обычно производится детерминистическими методами. Вероятностные методы могут при оценке использоваться в качестве дополнения. Результаты этих дополнительных анализов должны использоваться в качестве исходных данных при проектировании систем безопасности и определении их функций.

6.124. В соответствующих случаях анализ безопасности должен включать рассмотрение экспериментальных устройств с точки зрения их собственных характеристик безопасности, а также их воздействия на исследовательский реактор.

6.125. Выводы о применимости методов анализа, аналитических допущениях и степени консерватизма, используемых при проектировании исследовательского реактора, должны обновляться и верифицироваться с учетом фактической конфигурации установки.

КОНКРЕТНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

Здания и сооружения

Требование 42. Здания и сооружения

Здания и сооружения, важные для безопасности исследовательской реакторной установки, должны проектироваться таким образом, чтобы уровни излучения и радиоактивные выбросы на площадке и за ее пределами удерживались на разумно достижимом низком уровне и ниже разрешенных пределов, предусмотренных для всех эксплуатационных состояний, проектных аварий и, насколько это практически возможно, запроектных условий.

6.126. Важные для безопасности здания и сооружения должны проектироваться с учетом всех эксплуатационных состояний, проектных аварий и, насколько это практически возможно, запроектных условий.

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

Требование 43. Средства локализации

На исследовательском реакторе должны быть предусмотрены средства локализации, частично или полностью обеспечивающие выполнение следующих функций безопасности: i) локализации радиоактивных веществ в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях; ii) защиты реактора от внешних природных событий и техногенных событий; iii) экранирования излучений в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях.

6.128. Средства локализации (см. сноску 25) должны проектироваться таким образом, чтобы выброс радиоактивного материала (продуктов деления и продуктов активации) в результате аварии с разрушением

или повреждением ядерного топлива, компонентов активной зоны или экспериментальных устройств не превышал приемлемых пределов. К средствам локализации могут относиться физические барьеры вокруг основных частей исследовательского реактора, содержащих радиоактивный материал. Подобные барьеры должны быть спроектированы таким образом, чтобы предотвращать незапланированные выбросы радиоактивного материала в эксплуатационных состояниях или, если выброс все же произойдет, смягчать его последствия при проектной аварии и, насколько это практически возможно, в условиях запроектной аварии. Барьеры для локализации обычно состоят из здания реактора и других узлов. Другими узлами могут быть отстойники и резервуары для сбора и хранения разливов; система аварийной вентиляции, обычно с фильтрацией; изолирующие устройства на барьерных проходках; и канал выброса, как правило, размещаемый на некоторой высоте от уровня земли.

6.129. С тем чтобы средства локализации функционировали надлежащим образом, давление в пределах барьера должно устанавливаться на уровне, исключающем неконтролируемый выброс радиоактивного материала через барьер в окружающую среду. При установке этого давления должны приниматься во внимание изменения атмосферных условий (например, скорости ветра и атмосферного давления).

6.130. При проектировании средств локализации должны учитываться соответствующие последствия сложившихся в результате аварии экстремальных условий (например, волн давления или взрывов внутри барьера) и условий окружающей среды, включая условия, созданные внешними и внутренними событиями, перечисленными в добавлении I (например, пожар и вызванное им повышение локального давления).

6.131. Барьеры должны проектироваться с необходимыми запасами, чтобы выдерживать наивысшие расчетные нагрузки по давлению и температуре, ожидаемые в условиях проектной аварии.

6.132. Необходимо определить интенсивность выброса в аварийных условиях и соответствующие последствия, при этом должны учитываться параметры источника выброса и другие параметры, например, степень фильтрации, точка выброса, окружающие условия, а также давление и температура в условиях проектной аварии.

6.133. В случае аварии (в том числе аварии, которая может привести к увеличению давления) утечка из барьера должна регулироваться соответствующими инженерно-техническими средствами, исключая выброс радиоактивного материала в окружающую среду сверх приемлемых пределов.

6.134. При проектировании должны быть предусмотрены возможности проведения начальных и периодических эксплуатационных испытаний для проверки интенсивности утечки воздуха и контроля эксплуатационных характеристик системы вентиляции.

6.135. Если локализация зависит от эффективности фильтров, то при проектировании должны предусматриваться соответствующие возможности проведения периодических испытаний эффективности фильтров на месте.

6.136. Покрытия и облицовка конструкций и элементов, выполняющих функцию локализации, должны обеспечивать выполнение ими функций безопасности и в случае ухудшения их состояния должны сводить к минимуму отрицательное влияние на другие функции безопасности.

6.137. Конструкция защитной оболочки исследовательских реакторов, для которых характерен более высокий уровень потенциальной опасности, в условиях проектной аварии должна удерживать любые выбросы радиоактивного материала на уровне ниже разрешенных пределов, а в запроектных условиях – ниже приемлемых пределов.

Активная зона реактора и связанные с ней функции

Требование 44. Проектирование активной зоны реактора и топлива

Компоненты активной зоны исследовательского реактора и тепловыделяющие элементы и сборки для исследовательского реактора должны проектироваться таким образом, чтобы сохранять целостность конструкции (герметичность оболочки) и удовлетворительно выдерживать условия в активной зоне реактора во всех эксплуатационных состояниях и при проектной аварии.

6.138. При проектировании и аттестации тепловыделяющих элементов и сборок, отражателей и других компонентов активной зоны должны учитываться соответствующие, связанные с реактором в целом соображения, касающиеся нейтронных потоков, теплогидравлики, механики, материалов, химии и облучения.

6.139. 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 распуханию тепловыделяющих элементов. Должен быть оценен предполагаемый верхний предел возможной деформации. Результаты таких исследований должны быть подкреплены данными экспериментов и опытом работы с облучением. При проектировании тепловыделяющих элементов необходимо учитывать требования, касающиеся долгосрочного обращения с облученными элементами, которое может включать в себя переработку или кондиционирование для захоронения.

6.140. При проектировании активной зоны должны рассматриваться все возможные конфигурации активной зоны реактора – от начальной конфигурации до равновесной конфигурации активной зоны, в соответствующих случаях. Необходимо также учитывать воздействие установленных экспериментальных устройств или облучаемых материалов. Для подкритических сборок должна гарантироваться подкритичность всех таких конфигураций с обоснованным запасом.

6.141. Активная зона реактора (т.е. тепловыделяющие элементы, отражатели, геометрия каналов системы охлаждения, устройства для облучения и несущие детали) должна проектироваться таким образом, чтобы необходимые параметры оставались ниже установленных пределов во всех эксплуатационных состояниях. При проектировании должны быть предусмотрены возможности контроля физического состояния и целостности топлива. Конструкция должна исключать возможность случайного перемещения (например, сдвига вверх силой потока) тепловыделяющих элементов или компонентов активной зоны.

6.142. Активная зона реактора, включая тепловыделяющие элементы, механизмы управления реактивностью²⁹ и экспериментальные устройства, должна проектироваться и сооружаться таким образом, чтобы не превышались максимально допустимые проектные пределы, установленные для всех эксплуатационных состояний. При установлении этих пределов должен предусматриваться необходимый запас с учетом погрешностей/неопределенностей и технических допусков.

6.143. Активная зона реактора должна быть спроектирована таким образом, чтобы реактор можно было заглушить, охладить³⁰ и удерживать в подкритическом режиме с достаточным запасом во всех эксплуатационных состояниях и в любых аварийных условиях. Для отдельных запроектных условий должна быть проведена оценка конечного состояния активной зоны реактора.

6.144. Конструкция активной зоны реактора по возможности должна обладать внутренне присущими свойствами безопасности с целью сведения к минимуму последствий аварийных условий, которые возникают в результате переходных процессов и нестабильности.

6.145. При проектировании и сооружении активной зоны подкритической сборки должна быть исключена возможность достижения критичности при любой конфигурации активной зоны (топлива, отражателя и источника нейтронов, если таковые имеются), любых температурах, условиях замедления и отражения.

Требование 45. Средства управления реактивностью

В проекте исследовательского реактора должны быть предусмотрены надлежащие средства управления реактивностью.

²⁹ Механизмы управления реактивностью – это различные устройства, предназначенные для регулирования реактивности, в том числе управляющие стержни, регулирующие стержни, стержни или пластины аварийного останова, а также устройства для регулирования уровня замедлителя или степени отражения.

³⁰ Требования в отношении охлаждения могут не применяться к некоторым типам критических и подкритических сборок.

6.146. При проектировании должно быть обеспечено надлежащее функционирование системы управления реактивностью во всех эксплуатационных состояниях реактора и сохранение способности этой системы осуществлять останов реактора в условиях любой проектной аварии, в том числе при отказах самой системы управления.

6.147. Устройство(а) управления реактивностью должно(ы) обеспечивать достаточную отрицательную реактивность, так чтобы реактор можно было перевести в подкритический режим и удерживать в этом режиме во всех эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях, при этом должны учитываться экспериментальные конфигурации с наибольшей величиной добавления положительной реактивности. При проектировании устройств управления реактивностью должны учитываться износ и эффекты облучения, в том числе выгорание, накопление и распад поглотителя, изменение физических свойств и газообразование. Это требование может не применяться к некоторым подкритическим сборкам, однако обоснование подкритичности должно быть произведено для всех конфигураций такихборок (см. пункт 6.145).

6.148. Необходимо установить максимальную скорость введения положительной реактивности, допускаемую системой управления реактивностью или экспериментом; ее надлежит ограничить значениями, обоснованными в документации по техническому обоснованию (анализе) безопасности, и зафиксировать в эксплуатационных пределах и условиях.

6.149. Если подкритическая сборка будет сохранять подкритичность в любых условиях (даже в случае наибольшей реактивности), устройства управления реактивностью могут не требоваться.

Требование 46. Системы останова реактора

Для исследовательского реактора должны предусматриваться средства, обеспечивающие возможность останова реактора в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях и поддержания его в состоянии останова длительное время с необходимым запасом даже в условиях наибольшей реактивности активной зоны.

6.150. В конструкции должна быть предусмотрена по меньшей мере одна система автоматического останова³¹. В зависимости от характеристик реактора может потребоваться вторая независимая система останова – этот вопрос должен быть надлежащим образом учтен при проектировании.

6.151. Эффективность, быстродействие и запас устойчивости³² системы останова реактора должны быть такими, чтобы обеспечивалось соблюдение условий и проектных пределов по топливу, установленных в документации по техническому обоснованию безопасности.

6.152. Должно быть предусмотрено, чтобы никакой единичный отказ в системе останова не мог препятствовать выполнению системой предписанной ей функции безопасности, когда это необходимо.

6.153. Должна обеспечиваться возможность запуска системы аварийного останова реактора вручную. Кроме того, сигнал о подобном аварийном останове реактора вручную должен подаваться в систему защиты реактора. Необходимо, чтобы ручным запуском аварийного останова можно было заглушать реактор напрямую. Необходимо предусмотреть возможность запуска системы аварийного останова реактора вручную за пределами помещения главного щита управления (например, из технологической(их) зоны(зон) реактора или помещения резервного щита управления).

6.154. С тем чтобы средства останова всегда находились в состоянии, соответствующем тому или иному состоянию реактора, должны быть предусмотрены необходимые контрольно-измерительные приборы и проводиться надлежащие проверки.

³¹ Останов подкритической сборки может производиться путем отвода источника нейтронов.

³² Запас устойчивости – это отрицательная реактивность, предусматриваемая в дополнение к отрицательной реактивности, необходимой для поддержания реактора в подкритическом режиме в течение неограниченного количества времени, когда наиболее реактивное управляющее устройство выведено из активной зоны и все эксперименты, которые могут быть перенесены или изменены в ходе эксплуатации, проводятся в наиболее реактивном режиме.

6.155. При проектировании должно быть обеспечено надлежащее функционирование системы останова реактора во всех эксплуатационных состояниях реактора и сохранение способности этой системы осуществлять останов реактора в аварийных условиях, в том числе при отказах самой системы.

Требование 47. Проектирование систем теплоносителя реактора и связанных с ними систем

Системы теплоносителя для исследовательского реактора должны быть спроектированы и сконструированы таким образом, чтобы обеспечивалось надлежащее охлаждение активной зоны реактора.

6.156. Системы, содержащие теплоноситель реактора, должны проектироваться таким образом, чтобы перед эксплуатацией и в процессе эксплуатации имелись возможности проведения испытаний и инспекций для обнаружения возможных протечек, трещин и хрупких разрушений³³. При проектировании должно уделяться внимание подбору материалов, свойства которых обеспечивают медленное распространение дефектов.

6.157. При проектировании водоохлаждаемых реакторов особое внимание должно уделяться предотвращению обнажения активной зоны.

6.158. Если система охлаждения первого контура не предназначена для охлаждения активной зоны после останова, то для отвода остаточного тепла должна быть предусмотрена отдельная надежная система.

6.159. К реакторным системам, в которых для перехода от охлаждения путем принудительной циркуляции к охлаждению естественной циркуляцией или для эксплуатации с охлаждением путем естественной циркуляции используются откидные клапаны³⁴ или эквивалентные устройства и для которых этот режим является частью системы безопасности (или считается одним из инженерно-технических средств безопасности), должен применяться критерий единичного отказа. Для

³³ Некоторые подкритические и критические сборки не требуют систем охлаждения.

³⁴ Откидной (обратный) клапан – это пассивный клапан, который открывается при падении расхода (давления) ниже заданного значения, что позволяет в случае отказа принудительной циркуляции создать контур естественной циркуляции.

проверки функционирования таких клапанов или устройств и подачи сигналов в систему защиты реактора должны быть предусмотрены соответствующие контрольно-измерительные приборы.

6.160. Если две системы теплоносителя, работающие под разным давлением, соединены друг с другом, то к ним применяется требование пункта 6.118.

6.161. При проектировании должны быть предусмотрены средства для регулирования объема, температуры и давления теплоносителя реактора в любых эксплуатационных состояниях установки с надлежащим учетом изменения объема теплоносителя и утечек.

6.162. При проектировании должны быть предусмотрены контроль и регулирование свойств (например, водородного показателя pH и удельной электропроводности воды) теплоносителя реактора и/или замедлителя, а также удаление из теплоносителя радиоактивных веществ, включая активированные продукты коррозии и продукты деления. Несмотря на то, что в подкритических сборках могут не требоваться системы охлаждения для отвода тепла, в целях сохранения тепловыделяющих элементов, а также конструкций, систем и элементов и недопущения радиоактивных выбросов должно быть предусмотрено охлаждение жидкостей, содержащихся в подобных сборках.

6.163. Для выполнения требований пунктов 6.73-6.81 с достаточной степенью надежности для каждого постулируемого исходного события должны предусматриваться соответствующие проектные решения (например, системы обнаружения течей, необходимые соединения и средства изоляции) и надлежащее резервирование и разнопринципность элементов. Эти требования применяются и к подкритическим сборкам.

Требование 48. Аварийное охлаждение активной зоны реактора

Для исследовательского реактора должна быть предусмотрена надлежащая система аварийного охлаждения активной зоны, позволяющая предотвратить повреждение топлива в случае аварии с потерей теплоносителя.

6.164. Необходимо предусмотреть, чтобы система аварийного охлаждения активной зоны реактора могла предотвращать существенное повреждение топлива для всех аварий, указанных в основе проекта (т.е. при проектных

авариях повреждение топлива и выбросы радиоактивного материала не должны превышать разрешенные пределы)³⁵. Для отдельных запроектных условий должны быть предусмотрены специальные процедуры охлаждения активной зоны.

6.165. На случай проектных аварий аварийное охлаждение активной зоны должно быть спроектировано таким образом, чтобы система выполняла предписанную функцию при любом единичном отказе в системе.

6.166. При проектировании системы аварийного охлаждения активной зоны должны быть предусмотрены возможности проведения периодических инспекций элементов и необходимые периодические функциональные испытания для проверки работоспособности.

Системы контроля и управления

Требование 49. Системы контроля и управления

На исследовательской реакторной установке должны быть предусмотрены контрольно-измерительные приборы, необходимые для мониторинга значений всех основных параметров, которые могут влиять на главные функции безопасности, а также основных технологических параметров, обеспечивающих безопасную и надежную эксплуатацию установки, для определения состояния установки в аварийных условиях и для принятия решений по управлению аварией. На установке должны быть предусмотрены надлежащие и надежные системы управления для поддержания и ограничения соответствующих технологических параметров в пределах установленных рабочих диапазонов.

6.167. Реактор должен быть оборудован достаточным количеством контрольно-измерительных приборов и устройств записи для мониторинга важных параметров реактора и состояния важнейшего оборудования (в том числе положения источника нейтронов) и соответствующих экспериментальных устройств во всех состояниях установки. Необходимо

³⁵ Для критических и подкритических сборок системы аварийного охлаждения активной зоны могут не требоваться.

провести оценку ожидаемого срабатывания таких систем контроля и управления в аварийной ситуации и учесть эти данные при разработке аварийных мер (см. GSR Part 7 [6]).

6.168. Для поддержания параметров в пределах установленных рабочих диапазонов реактор должен быть снабжен необходимыми средствами управления в ручном и автоматическом режиме.

6.169. При проектировании систем контроля и управления должны быть предусмотрены соответствующие пусковые источники нейтронов и пусковые приборы специального назначения для условий, в которых они требуются. Это требование должно выполняться в отношении ввода в эксплуатацию и запуска после длительных периодов останова.

6.170. Должны быть предусмотрены надлежащие системы звуковой и визуальной сигнализации для раннего оповещения об изменениях эксплуатационного состояния реактора, которые могут повлиять на его безопасность.

6.171. Соединения систем контроля и управления реактора и систем управления экспериментальными устройствами, как правило, должны быть запрещены. Исключения могут допускаться лишь в тех случаях, когда такие соединения, используемые для регулирования отдельных параметров экспериментальных устройств, обязательны для обеспечения безопасной эксплуатации реактора.

Требование 50. Система защиты реактора

Для исследовательского реактора должна быть предусмотрена система защиты, инициирующая автоматические действия для срабатывания систем безопасности, необходимых для достижения и поддержания безопасного состояния.

6.172. Система защиты реактора должна быть независимой от других систем и способной блокировать небезопасные действия системы управления.

6.173. Система защиты реактора должна быть способна автоматически инициировать требуемые защитные действия для срабатывания систем безопасности, необходимых для достижения безопасного состояния, применительно ко всему диапазону постулируемых исходных событий.

6.174. Система защиты реактора должна проектироваться таким образом, чтобы при автоматическом иницировании системой защиты реактора последовательности защитных действий эти действия доводились до завершения и в течение короткого периода времени после срабатывания этой системы не требовалось никаких действий, выполняемых вручную. Такие автоматические действия системы защиты реактора должны исключать самовозврат в исходное состояние – для возврата к нормальной эксплуатации должно требоваться преднамеренное действие со стороны оператора.

6.175. Возможность обхода блокировок и выключающих устройств системы защиты реактора, в результате которой не будет выполнена та или иная функция безопасности, подлежит тщательной оценке и обоснованию. В систему защиты реактора должны быть включены надлежащие средства защиты от непреднамеренного обхода важных для безопасности блокировок и выключающих устройств.

6.176. При проектировании системы защиты реактора должна быть исключена возможность того, что какой-либо единичный отказ приведет к невыполнению автоматических защитных действий.

6.177. Защита реактора должна предусматривать перевод реактора в безопасное состояние и удержание его в безопасном состоянии даже в случае вероятного отказа систем защиты реактора по общей причине.

6.178. При проектировании системы защиты реактора должна быть предусмотрена возможность периодических испытаний ее функционирования.

6.179. При проектировании должна обеспечиваться возможность задания уставок с запасом между точкой срабатывания и пределами безопасности таким образом, чтобы действие, запущенное системой защиты реактора, могло контролировать процесс до того, как будет достигнут предел безопасности. При определении этого запаса следует учесть в том числе следующие факторы:

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

6.180. В тех случаях, когда в системе защиты реактора предполагается использовать компьютеризированную систему, в дополнение к требованиям пункта 6.176 применяются нижеследующие требования:

- a) должны использоваться аппаратные средства и программное обеспечение высокого качества и с проверенными проектными параметрами;
- b) весь процесс разработки, включая управление, испытания и ввод в действие проектного решения, подлежит систематическому документированию и должен обеспечивать возможность проверки процесса;
- c) для подтверждения надежности компьютеризированных систем независимые от разработчиков и поставщиков эксперты из числа персонала должны проводить систематическую оценку систем, которая подлежит полному документированию и проверке;
- d) должна быть обеспечена защита от случайного сбоя системы или преднамеренного вмешательства в ее работу.

6.181. В случаях, когда требуемая высокая надежность компьютеризированной системы, предназначенной для использования в системе защиты реактора, не может быть подтверждена с высокой степенью уверенности, должны предусматриваться разнопринципные средства обеспечения выполнения функций защиты.

Требование 51. Надежность и тестопригодность систем контроля и управления

Системы контроля и управления для узлов исследовательского реактора, важных для безопасности, должны проектироваться таким образом, чтобы обеспечивалась их высокая функциональная надежность и возможность проведения периодических испытаний (тестирования) сообразно выполняемой(ым) ими функции(ям) безопасности.

6.182. Необходимый уровень надежности должен достигаться путем применения комплексной стратегии, предусматривающей использование различных вспомогательных средств (включая эффективный режим анализа и испытаний/тестирования) на каждой стадии разработки системы, а также стратегии валидации для подтверждения выполнения проектных требований, предъявляемых к данной системе. 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).

6.183. Для предотвращения отказа той или иной функции безопасности должны по мере возможности использоваться такие проектные решения, как обеспечение тестопригодности, включая в соответствующих случаях самопроверку, отказобезопасные характеристики, функциональную разнопринципность и неодинаковость конструкции элементов и принципов действия.

Требование 52. Применение компьютеризированного оборудования в важных для безопасности системах

Если в той или иной важной для безопасности системе исследовательского реактора используется компьютеризированное оборудование, то должны быть установлены надлежащие нормы и практика разработки и тестирования компьютерных аппаратных средств и программного обеспечения, которые должны выполняться на протяжении жизненного цикла этой системы, в особенности на стадии разработки программного обеспечения. Весь процесс разработки должен осуществляться в соответствии с интегрированной системой менеджмента.

6.184. К компьютеризированному оборудованию в системах безопасности и системах, важных для безопасности, предъявляются нижеследующие требования:

- a) аппаратные средства и программное обеспечение должны отвечать критериям высокого качества и передовой практики в соответствии с важностью данной системы для безопасности;
- b) во всем процессе разработки, включая управление, тестирование и введение в действие проектных изменений, должны учитываться все стадии жизненного цикла компьютеризированной системы; весь процесс подлежит систематическому документированию и должен обеспечивать возможность проверки;
- c) для обеспечения гарантий высокой надежности оборудования должна проводиться его оценка экспертами, независимыми от группы разработчиков и группы поставщиков;

- d) в тех случаях, когда требуемая высокая надежность оборудования не может быть подтверждена с высокой степенью уверенности, должны предусматриваться разнопринципные средства обеспечения выполнения функций безопасности (см. также пункт 6.181);
- e) должны учитываться отказы по общей причине, вызванные программным обеспечением;
- f) должна быть обеспечена защита от случайного сбоя системы или преднамеренного вмешательства в ее работу (важные для безопасности компьютеризированные системы, средства связи и сетевые системы связи, в том числе система защиты реактора, должны иметь надлежащую защиту от кибератак уровня проектной угрозы [13] и ниже);
- g) системы программного обеспечения должны проходить соответствующую верификацию, валидацию и тестирование.

Требование 53. Помещение щита управления

На исследовательской реакторной установке должно быть предусмотрено помещение щита управления, из которого можно безопасно управлять установкой во всех эксплуатационных состояниях как в автоматическом, так и в ручном режиме, и принимать меры по поддержанию безопасного состояния исследовательского реактора или по возврату его в безопасное состояние после возникновения ожидаемых при эксплуатации событий и аварийных условий.

6.185. Для защиты в течение длительного периода времени лиц, находящихся в помещении щита управления, от таких опасностей, как высокий уровень излучения вследствие аварийных условий, выбросы радиоактивного материала, пожар или воздействие взрывоопасных или токсичных газов, должны быть приняты надлежащие меры и обеспечено поступление необходимой информации. См. также пункт 6.91, в котором изложены требования, предъявляемые к средствам связи между помещением щита управления и помещением резервного щита управления и аварийно-техническим центром.

6.186. Особое внимание должно уделяться определению тех событий – как внутренних, так и внешних по отношению к помещению щита управления, – которые могут создавать угрозу его непрерывному функционированию, и при проектировании должны быть предусмотрены практически возможные меры для сведения к минимуму последствий таких событий. При проектировании должны быть обеспечены пути эвакуации операторов в случае событий, требующих эвакуации из помещения щита управления.

6.187. Проект помещения щита управления должен предусматривать достаточный запас защищенности от природных явлений, опасность которых превышает уровень опасности, заложенный в проектные основы.

Требование 54. Помещение резервного щита управления

При проектировании на исследовательской реакторной установке должно быть предусмотрено помещение резервного щита управления, отдельного и функционально независимого от помещения главного щита управления.

6.188. Технические средства, которыми оснащается помещение резервного щита управления (иногда называемое «щит дистанционного останова»), должны быть достаточными для выполнения главных функций безопасности (останова, охлаждения, локализации и мониторинга состояния установки) в случае аварийной ситуации. В помещение резервного щита управления должна поступать информация о важных параметрах установки и радиационной обстановке на ней и прилегающей к ней территории. Предназначенные для этой цели системы должны считаться узлами, важными для безопасности. Помещение резервного щита управления может не требоваться для критических и подкритических сборок. В этом случае соответствующее решение должно основываться на всестороннем анализе.

Требование 55. Центры аварийного реагирования на площадке

На площадке исследовательской реакторной установки должны быть размещены необходимые центры аварийного реагирования. При их проектировании должно быть предусмотрено, что персонал сможет выполнять возложенные на него задачи по управлению аварийной ситуацией в условиях, сложившихся в результате аварии и исходных событий.

6.189. В соответствующие центры аварийного реагирования³⁶ должна поступать информация о важных параметрах реактора и радиационной обстановке на реакторной установке и площадке, данные систем

³⁶ Центры и пункты аварийного реагирования рассмотрены в публикации GSR Part 7 [6]. На исследовательских реакторах центры аварийного реагирования (которые расположены отдельно от помещения щита управления и помещения резервного щита управления) включают в себя, в зависимости от конкретных случаев, аварийно-технический центр, центр технической поддержки и центр оперативной поддержки.

мониторинга и лабораторий, используемые для определения потребности в инициировании аварийных мер, а также информация, необходимая для непрерывной оценки. Каждый центр аварийного реагирования должен быть оснащен средствами связи с помещением щита управления, помещением резервного щита управления и другими важными объектами на установке, а также с организациями аварийного реагирования на площадке и за ее пределами.

ЭНЕРГОСНАБЖЕНИЕ

Требование 56. Системы электроснабжения

При проектировании исследовательской реакторной установки должны быть предусмотрены надежные системы нормального электроснабжения и рассмотрены возможности обеспечения надежных систем резервного электроснабжения.

6.190. В состояниях нормальной эксплуатации и в аварийных условиях должно обеспечиваться надежное электроснабжение основных функций безопасности.

6.191. При проектировании необходимо рассмотреть возможность обеспечения агрегатов бесперебойного питания для систем безопасности, требующих непрерывного снабжения электроэнергией, например, система защиты реактора и система радиационного мониторинга.

6.192. С тем чтобы выработать требования к производительности, готовности, продолжительности требуемого энергоснабжения, его мощности и непрерывности, в проектных основах резервного электроснабжения должны быть надлежащим образом учтены постулируемые исходные события и необходимость выполнения соответствующих функций безопасности.

Требование 57. Системы радиационной защиты

На исследовательской реакторной установке должно быть предусмотрено оборудование для обеспечения надлежащего радиационного мониторинга во всех эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях.

6.193. В проектируемые системы радиационной защиты должны входить:

- a) стационарные измерители мощности дозы для мониторинга мощности дозы излучения в местах, где обычно находится эксплуатационный персонал, и в других местах, где изменения уровня излучения в тех или иных эксплуатационных состояниях могут быть такими, что находиться в них разрешается только в течение определенного установленного периода времени (например, в зонах канала вывода пучка и на участках размещения источников нейтронов на установках с подкритическими сборками);
- b) стационарные измерители мощности дозы для индикации общего уровня излучения на подходящих участках установки в случае ожидаемых при эксплуатации событий и в аварийных условиях. Эти стационарные измерители мощности дозы должны передавать в помещение щита управления или на соответствующий пост управления информацию, достаточную для инициирования эксплуатационным персоналом защитных и корректирующих действий, если таковые будут необходимы;
- c) мониторы для измерения активности радиоактивных веществ в воздухе в тех местах, где обычно находится персонал, включая зоны проведения экспериментов, и где существует вероятность того, что уровень активности аэрозолей может потребовать принятия защитных мер;
- d) стационарное оборудование и лаборатории для своевременного определения концентрации отдельных радионуклидов в технологических системах, содержащих жидкость, и в пробах воздуха и жидкости, отбираемых на исследовательской реакторной установке или пробах окружающей среды в эксплуатационных состояниях и аварийных условиях;
- e) стационарное оборудование для дозиметрического контроля и регулирования сбросов до или во время их выпуска в окружающую среду;
- f) устройства для измерения поверхностного радиоактивного загрязнения;
- g) установки и оборудование, необходимые для измерения доз и радиоактивного загрязнения персонала;
- h) радиационный мониторинг на контрольно-пропускных пунктах и других пунктах доступа на установку для обнаружения радиоактивного материала, перемещаемого без разрешения, или непреднамеренного загрязнения.

6.194. В дополнение к дозиметрическому контролю на установке в необходимых случаях должна быть также предусмотрена оценка облучения и других форм радиологического воздействия на местность, прилегающую к установке.

Требование 58. Системы для обращения с топливом и компонентами активной зоны и их хранения

При проектировании исследовательской реакторной установки должно быть предусмотрено безопасное обращение со свежим и облученным топливом и компонентами активной зоны и их безопасное хранение.

6.195. Проект должен предусматривать безопасное хранение достаточного количества отработавших тепловыделяющих элементов и облученных компонентов активной зоны. Такое хранение должно соответствовать программам управления активной зоной и извлечения или замены тепловыделяющих элементов и компонентов активной зоны.

6.196. В проекте должна предусматриваться безопасная выгрузка всего топлива из активной зоны в любое время.

6.197. В соответствующих случаях при проектировании должны учитываться последствия долгосрочного хранения облученного топлива и компонентов активной зоны.

6.198. Системы для обращения и хранения должны проектироваться таким образом, чтобы:

- a) критичность предотвращалась с необходимым запасом при помощи физических средств, например, использования соответствующей геометрии и неподвижных поглотителей;
- b) имелась возможность проведения периодических инспекций и испытаний;
- c) сводилась к минимуму вероятность разрушения или повреждения топлива;
- d) исключалось случайное падение на топливо тяжелых предметов;
- e) обеспечивалась возможность надлежащего хранения тепловыделяющих элементов с предполагаемыми или обнаруженными повреждениями;
- f) обеспечивалась радиационная защита;
- g) были предусмотрены средства для регулирования химического состава и активности среды хранения;

- h) исключался неприемлемый уровень напряжения в тепловыделяющих элементах;
- i) имелась возможность идентификации и отслеживания отдельных тепловыделяющих элементов и сборок.

6.199. Системы для обращения с облученным топливом и его хранения должны проектироваться таким образом, чтобы во всех эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях обеспечивался необходимый отвод тепла и экранирование.

6.200. В критических и подкритических сборках наличие отработавшего или значительно облученного топлива маловероятно, поэтому требования, касающиеся обращения с таким топливом или его хранения, могут не применяться. Остальные требования, изложенные в пунктах 6.195-6.198, к таким сборкам применяются.

Требование 59. Системы обращения с радиоактивными отходами

При проектировании исследовательской реакторной установки и связанных с ней экспериментальных установок должен быть предусмотрен повышенный уровень безопасности при обращении с отходами и сведение к минимуму образования радиоактивных отходов. Должны быть предусмотрены системы обработки твердых, жидких и газообразных радиоактивных отходов, позволяющие удерживать объем и концентрацию радиоактивных выбросов на разумно достижимом низком уровне и ниже разрешенных пределов для сбросов.

6.201. В целях снижения облучения персонала и сокращения радиоактивных выбросов в окружающую среду при проектировании должны учитываться, а при необходимости предусматриваться соответствующие средства, например, системы биологической защиты и выдержки.

6.202. В проекте должны предусматриваться средства для манипулирования с радиоактивными отходами, их переработки, хранения, удаления с площадки и захоронения. В случаях манипулирования с жидкими радиоактивными отходами при необходимости должны быть предусмотрены средства для обнаружения утечек и регенерации отходов. В случаях манипулирования с газообразными радиоактивными отходами должны быть предусмотрены средства для обнаружения утечек, а также для предотвращения их сброса или удерживания его на уровне ниже разрешенных пределов для радиоактивных выбросов.

6.203. Должны быть предусмотрены системы манипулирования с твердыми или концентрированными радиоактивными отходами и для их хранения на площадке в течение разумного срока.

Обслуживающие системы и вспомогательные системы

Требование 60. Характеристики обслуживающих систем и вспомогательных систем

Обслуживающие системы и вспомогательные системы для исследовательского реактора должны проектироваться таким образом, чтобы их эксплуатационные характеристики соответствовали значимости обслуживаемых ими систем или элементов исследовательского реактора с точки зрения безопасности.

6.204. Отказ любой вспомогательной системы, независимо от ее важности для безопасности, не должен ставить под угрозу безопасность реактора. Должны приниматься надлежащие меры для предотвращения выброса радиоактивного материала в окружающую среду в случае отказа вспомогательной системы, содержащей радиоактивный материал.

Требование 61. Системы противопожарной защиты

На всей площадке исследовательской реакторной установки должны быть предусмотрены системы противопожарной защиты, включая системы пожарной сигнализации и системы пожаротушения, барьеры для локализации пожара и дымовытяжные системы, при этом должны быть надлежащим образом учтены результаты анализа пожароопасности.

6.205. Системы противопожарной защиты, установленные на исследовательском реакторе, должны обеспечивать безопасное тушение постулированных пожаров. При проектировании системы противопожарной защиты для критических или подкритических сборок должна учитываться возможность возникновения аварийной критичности. Должны также учитываться опасности возникновения пожара вследствие экспериментов.

6.206. Системы пожаротушения в надлежащих случаях должны быть способны срабатывать автоматически. Системы пожаротушения должны быть спроектированы и расположены таким образом, чтобы их разрыв или ложное либо случайное срабатывание не ухудшали функциональных возможностей узлов, важных для безопасности.

6.207. Системы пожарной сигнализации должны быть спроектированы таким образом, чтобы в любое время передавать сигналы тревоги и оперативно передавать информацию о месте нахождения и распространении начавшихся на реакторной установке пожаров.

6.208. Системы пожарной сигнализации и системы пожаротушения, необходимые для защиты от возможного пожара после постулируемого исходного события, должны удовлетворять соответствующим требованиям по устойчивости к последствиям постулируемого исходного события.

6.209. По возможности на всей площадке установки, особенно на таких объектах, как средства локализации и помещения щитов управления, должны использоваться либо негорючие, либо огнеупорные и термостойкие материалы.

Требование 62. Системы освещения

Во всех рабочих зонах исследовательской реакторной установки во всех эксплуатационных состояниях и аварийных условиях должно быть обеспечено надлежащее освещение.

Требование 63. Грузоподъемное оборудование

На исследовательской реакторной установке для подъема и спуска узлов, важных для безопасности, а также для подъема и спуска других предметов вблизи узлов, важных для безопасности, должно быть предусмотрено грузоподъемное оборудование.

6.210. Грузоподъемное оборудование должно проектироваться таким образом, чтобы:

- a) исключался подъем чрезмерно тяжелых грузов, в том числе предназначенных для программ экспериментов;

- b) при проектировании применялись консервативные методы для предотвращения любого непреднамеренного падения грузов, которые могут повредить важные для безопасности узлы или стать причиной возникновения радиологической опасности (например, контейнер для обработавшего топлива);
- c) компоновка установки позволяла безопасно перемещать грузоподъемное оборудование и перевозимые предметы по установленным в результате соответствующего анализа безопасным путям перемещения грузов;
- d) такое оборудование, используемое в зонах, где расположены важные для безопасности узлы, удовлетворяло требованиям сейсмической безопасности;
- e) обеспечивалась возможность периодических инспекций такого оборудования.

Требование 64. Системы кондиционирования воздуха и системы вентиляции

Для поддержания требуемых климатических условий во всех необходимых местах на установке должны быть предусмотрены системы кондиционирования воздуха, нагрева воздуха, охлаждения воздуха и вентиляции.

6.211. Для вентиляции зданий на реакторной установке должны быть предусмотрены обладающие необходимой мощностью системы кондиционирования и очистки воздуха в целях:

- a) предотвращения неприемлемого рассеяния аэрозольных радиоактивных веществ в пределах установки;
- b) снижения концентрации аэрозольных радиоактивных веществ до уровня, приемлемого с точки зрения доступа персонала в данную зону;
- c) поддержания уровня содержания аэрозольных радиоактивных веществ на реакторной установке ниже разрешенных пределов и на разумно достижимом низком уровне;
- d) вентиляции помещений, содержащих инертные или вредные газы, без ущерба для контроля за радиоактивными эфлюентами;
- e) поддержания требуемой производительности системы фильтрации и контроля выбросов газообразного радиоактивного материала в окружающую среду и их удержания на уровне ниже разрешенных пределов по сбросам и на разумно достижимом низком уровне.

Требование 65. Системы обеспечения сжатым воздухом

В проектных основах любой системы обеспечения сжатым воздухом, обслуживающей важный для безопасности узел исследовательской реакторной установки, должны быть указаны качество, уровень расхода и уровень чистоты подаваемого воздуха.

Требование 66. Экспериментальные устройства

Экспериментальные устройства для исследовательского реактора должны быть спроектированы таким образом, чтобы не оказывать отрицательного воздействия на безопасность реактора в любых эксплуатационных состояниях или аварийных условиях. В частности, экспериментальные устройства должны быть спроектированы таким образом, чтобы ни их эксплуатация, ни отказы в их работе не приводили к недопустимому изменению реактивности реактора, не влияли на работу системы защиты реактора, не ухудшали производительность системы теплоносителя и не приводили к неприемлемым радиологическим последствиям.

6.212. Для каждого экспериментального устройства, прямо или косвенно связанного с реактором, должны разрабатываться проектные основы. Экспериментальные устройства должны быть классифицированы по их важности для безопасности. Должны учитываться общее количество радиоактивного материала, находящегося в экспериментальном устройстве, а также возможность образования или высвобождения энергии. Кроме того, должен проводиться анализ безопасности, включая анализ повреждения экспериментальных устройств в результате постулируемых исходных событий на реакторе. При анализе безопасности должно быть рассмотрено также взаимодействие экспериментальных устройств с реактором (см. также пункт 6.124).

6.213. При необходимости для обеспечения безопасности реактора и безопасности эксперимента в проекте должен предусматриваться соответствующий мониторинг параметров экспериментов из помещения щита управления реактором.

6.214. Планы экспериментов и конструкция экспериментальных устройств должны облегчать операции по демонтажу этих устройств, их промежуточное хранение и окончательную утилизацию.

7. ЭКСПЛУАТАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

ОРГАНИЗАЦИОННЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Требование 67. Обязанности эксплуатирующей организации

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна нести главную ответственность за обеспечение безопасности при эксплуатации этой установки.

7.1. Главная ответственность за обеспечение безопасности должна возлагаться на организацию, эксплуатирующую исследовательский реактор. Эта главная ответственность должна распространяться на все виды деятельности, прямо и косвенно связанные с эксплуатацией, включая деятельность в связи с экспериментами³⁷. К ней относятся ответственность за руководство деятельностью всех других соответствующих групп специалистов, таких как проектировщики, поставщики, изготовители и строители, работодатели, подрядчики и экспериментаторы, а также ответственность за эксплуатацию реакторной установки самой эксплуатирующей организацией. Эксплуатирующая организация должна выполнять эту обязанность в соответствии со своей системой менеджмента [4].

7.2. Эксплуатирующая организация должна создать адекватную структуру менеджмента исследовательского реактора и обеспечить наличие всей инфраструктуры, необходимой для эксплуатации реактора. Организация, осуществляющая эксплуатацию реактора (руководство реактора, см. сноску 21), должна иметь в своем составе руководителя (начальника)

³⁷ Эксплуатация включает все виды работ, выполняемых для достижения цели, для которой ядерный исследовательский реактор был разработан и построен или модифицирован. Помимо собственно эксплуатации реактора к ней относятся: техническое обслуживание, испытания и инспекции; обращение с топливом и обращение с радиоактивным материалом, включая производство радионуклидов; монтаж, испытания и эксплуатация экспериментальных устройств; использование нейтронных пучков; использование систем исследовательских реакторов для научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, обучения и подготовки кадров; а также другая связанная с этим деятельность.

реактора³⁸ и эксплуатационный персонал. Эксплуатирующая организация должна обеспечивать адекватное выполнение всех функций, касающихся обеспечения безопасной эксплуатации и использования исследовательской реакторной установки, таких как техническое обслуживание, периодические испытания и инспекции, радиационная защита, обеспечение качества и соответствующие вспомогательные услуги.

7.3. Ответственность эксплуатирующей организации за безопасность исследовательского реактора не должна передаваться другим сторонам. Руководитель (начальник) реактора должен нести прямую ответственность за безопасную эксплуатацию исследовательского реактора и иметь необходимые для этого полномочия.

7.4. Эксплуатирующая организация должна в соответствии с системой менеджмента определять функции и обязанности для ключевых должностей в организации, осуществляющей эксплуатацию реактора. В частности, эксплуатирующая организация должна четко определять порядок подчиненности и коммуникации с руководителем (начальником) реактора, комитетом(ами) по безопасности, группой радиационной защиты, группами технического обслуживания, персоналом системы менеджмента и экспериментаторами.

7.5. Штатные должности, для замещения которых требуется лицензия или сертификат, должны определяться в соответствии с законодательной базой государства. Для лиц, занимающих эти должности, должна проводиться достаточная подготовка согласно требованиям регулирующего органа (см. также пункты 7.13-7.22). В частности, в соответствии с регулирующими требованиями руководитель (начальник) реактора³⁹, начальники смен и операторы реактора должны иметь официальное разрешение (лицензию или сертификат), выданное регулирующим органом, эксплуатирующей организацией или другим компетентным органом.

³⁸ Руководитель (начальник) реактора – это лицо, входящее в состав руководства реактора, на которое эксплуатирующей организацией возлагаются непосредственная ответственность и полномочия в связи с безопасной эксплуатацией исследовательского реактора и главные должностные обязанности которого заключаются в реализации этой ответственности.

³⁹ Руководителю (начальнику) реактора не обязательно иметь лицензию на эксплуатацию реактора, однако необходимо пройти курс обучения (см. пункт 7.30).

7.6. Во взаимодействии с поставщиком или проектировщиком эксплуатирующая организация должна нести общую ответственность за подготовку и удовлетворительное выполнение программы ввода в эксплуатацию (см. пункт 7.51).

7.7. Эксплуатирующая организация должна в соответствии с классификацией конструкций, систем и элементов и системой менеджмента готовить и выпускать спецификации и регламенты, касающиеся, в частности, закупки, изготовления, загрузки, использования, выгрузки, хранения, перемещения и испытаний узлов, важных для безопасности, в том числе топлива, компонентов активной зоны и другого свежего или облученного делящегося материала.

7.8. Эксплуатирующая организация должна готовить периодические краткие отчеты по вопросам, касающимся безопасности, как этого требует регулирующий орган, и должна представлять эти отчеты по требованию комитета по безопасности и регулирующему органу.

7.9. Эксплуатирующая организация должна нести ответственность за обеспечение того, чтобы:

- a) была опубликована и четко понималась всеми политика в области безопасности;
- b) в организации был создан собственный консультативный комитет по безопасности;
- c) проект позволял безопасно эксплуатировать реактор и реактор был построен согласно утвержденному проекту;
- d) согласно требованию 1 подготавливалась и обновлялась соответствующая документация по техническому обоснованию безопасности;
- e) в процессе ввода в эксплуатацию были подтверждены выполнение проектных требований и возможность эксплуатации реактора в соответствии с проектными допущениями;
- f) была создана и действовала система представления информации о нештатных событиях и их рассмотрении;
- g) были разработаны и выполнялись в соответствии с положениями документа GSR Part 7 [6] противоаварийные мероприятия на площадке, включая план и процедуры аварийных мероприятий;
- h) эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реактора производились в соответствии с требованиями безопасности силами обладающих соответствующей квалификацией и опытом специалистов, сертифицированных соответствующими органами;

- i) персонал, обязанности которого связаны с безопасной эксплуатацией, имел соответствующую подготовку, и была создана, осуществлялась, обновлялась и периодически рассматривалась на предмет эффективности программа подготовки и переподготовки кадров (см. также пункты 7.28-7.31);
- j) во время эксплуатации имелись в распоряжении соответствующие ресурсы, технические средства и службы;
- к) информация о значимых с точки зрения безопасности событиях, о которых требуется сообщать регулирующему органу, включая все оценки таких событий и предполагаемые корректирующие меры, передавалась регулирующему органу;
- l) в организации прививалась культура безопасности, с тем чтобы отношение к делу персонала и действия и взаимодействие всех отдельных лиц и организаций способствовали безопасному ведению деятельности во время эксплуатации установки (см. пункты 4.1 и 4.4);
- m) в соответствии с дифференцированным подходом (см. пункты 4.7-4.13) была создана и использовалась интегрированная система менеджмента (см. сноску 15);
- n) руководство реактора располагало полномочиями и ресурсами, достаточными для эффективного выполнения своих должностных обязанностей;
- o) эксплуатация и техническое обслуживание исследовательского реактора проводились в соответствии с эксплуатационными пределами и условиями и эксплуатационными регламентами (см. пункты 7.32-7.34 и 7.57-7.62);
- p) используемые или образующиеся делящиеся материалы и радиоактивные материалы находились под контролем;
- q) внимательно изучался эксплуатационный опыт, включая информацию об опыте эксплуатации на аналогичных исследовательских реакторах, с целью выявления всех признаков, указывающих на возникновение неблагоприятных для безопасности тенденций, с тем чтобы можно было принять корректирующие меры до возникновения серьезных неблагоприятных условий и не допустить их повторения;
- г) осуществлялась и отслеживалась в соответствии с регулирующими требованиями программа по предотвращению попадания посторонних предметов.

Требование 68. Структура и функции эксплуатирующей организации

Должны быть определены и документально оформлены структура организации, эксплуатирующей исследовательскую реакторную установку, и функции, роли и обязанности ее персонала.

7.10. Должны быть четко определены в письменной форме функциональные обязанности, порядок подчиненности и порядок внутренней и внешней коммуникации для безопасной эксплуатации исследовательского реактора во всех эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях.

7.11. Организационная структура и меры, обеспечивающие выполнение обязанностей, должны быть зафиксированы в документации по техническому обоснованию безопасности, должны доводиться до сведения сотрудников и, если это требуется, регулирующего органа. Структура эксплуатирующей организации должна быть оформлена таким образом, чтобы были точно определены и описаны все роли, критически важные для безопасной эксплуатации. Предлагаемые организационные изменения в структуре и связанных с ней процедурах, которые могут быть важными для безопасности, должны быть заранее проанализированы эксплуатирующей организацией и направлены на утверждение регулирующему органу.

7.12. Эксплуатирующая организация должна отвечать за обеспечение сохранения на исследовательском реакторе необходимых знаний, навыков, отношения к работе и экспертных ресурсов в области безопасности, за реализацию долгосрочных целей в области людских ресурсов и разработку политики сохранения знаний.

Требование 69. Эксплуатационный персонал

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна возлагать на руководителя (начальника) реактора прямую ответственность за безопасную эксплуатацию исследовательского реактора и наделять его полномочиями для этого. Руководитель (начальник) реактора должен нести общую ответственность за все аспекты эксплуатации, подготовки кадров, технического обслуживания, периодических испытаний, инспекций, использования и модификации реактора. Реализация этой ответственности должна быть главной должностной обязанностью руководителя (начальника) реактора.

Руководитель (начальник) реактора

7.13. Руководитель (начальник) реактора должен четко устанавливать в документальной форме должностные обязанности, сферу ответственности, необходимый опыт и требования к подготовке эксплуатационного персонала и порядок коммуникации между сотрудниками. Для другого персонала, участвующего в эксплуатации или использовании реактора (например, персонала технической поддержки и экспериментаторов), должны быть также четко установлены в документальной форме должностные обязанности, сфера ответственности и порядок коммуникации.

7.14. Руководитель (начальник) реактора должен устанавливать минимальные требования к найму различных специалистов, необходимых для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательского реактора во всех эксплуатационных состояниях в соответствии с эксплуатационными пределами и условиями. Эти требования относятся как к численности персонала, так и к возлагаемым на него должностным обязанностям. В любой момент времени должно быть четко определено лицо, обладающее квалификацией и несущее ответственность за непосредственное руководство эксплуатацией реактора. Должно быть также предусмотрено наличие персонала, необходимого для работы в аварийных условиях (см. также требование 21 GSR Part 7 [6]).

7.15. Руководитель (начальник) реактора должен нести ответственность за обеспечение подготовки и переподготовки отвечающих за эксплуатацию реактора сотрудников, которая необходима для безопасной и эффективной эксплуатации реактора, а также за надлежащую оценку этой подготовки и переподготовки. Должно проводиться соответствующее обучение процедурам (регламентам), которые надлежит выполнять как в эксплуатационных состояниях, так и в аварийных условиях (см. пункты 7.57-7.62 настоящей публикации и требование 25 GSR Part 7 [6]).

7.16. Несмотря на наличие независимого персонала службы радиационной защиты (см. пункт 7.23), эксплуатационный персонал, включая персонал технической поддержки и экспериментаторов, должен до начала выполнения своих должностных обязанностей пройти соответствующую подготовку по вопросам радиационной защиты. Должна проводиться периодическая переподготовка по радиационной защите при эксплуатации.

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

7.18. 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.

7.19. Руководитель (начальник) реактора должен периодически проводить анализ эксплуатации исследовательского реактора, включая эксперименты, и должен применять соответствующие корректирующие меры в отношении всех выявленных проблем. Руководитель (начальник) реактора должен обращаться за консультациями к комитету(ам) по безопасности либо поручать консультантам анализ важных вопросов безопасности, возникающих при вводе в эксплуатацию, эксплуатации, техническом обслуживании, периодических испытаниях и инспекциях, а также при модификации реактора и экспериментах (см. пункт 7.26).

Эксплуатационный персонал

7.20. Эксплуатационный персонал должен эксплуатировать установку в соответствии с эксплуатационными пределами и условиями и эксплуатационными регламентами (см. пункты 7.32-7.34 и 7.57-7.62). Численность и специализация необходимого эксплуатационного персонала зависят от проектных характеристик реактора, таких как уровень мощности, рабочий цикл (режим эксплуатации) и использование.

7.21. Каждый сотрудник из числа эксплуатационного персонала, имеющий лицензию или соответствующее разрешение, должен иметь полномочия на заглушение реактора в интересах безопасности.

7.22. Эксплуатирующая организация должна создать группу технического обслуживания для осуществления программ технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций, как указано в пунктах 7.38-7.39.

Персонал службы радиационной защиты

7.23. Должна быть создана группа радиационной защиты, задачи которой состоят в подготовке и осуществлении программы радиационной защиты и консультировании руководства реактора и эксплуатирующей организации по вопросам, касающимся радиационной защиты. Это описано в требовании 84, пункты 7.107-7.114.

Дополнительный вспомогательный персонал

7.24. Эксплуатирующая организация должна по мере необходимости предусматривать наличие дополнительного технического персонала⁴⁰, например инструкторов, специалистов по вопросам безопасности и по химии реактора.

7.25. Эксплуатирующая организация должна достичь договоренности о получении в необходимых случаях помощи от персонала подрядчика.

Комитет по безопасности реактора

7.26. Комитет (или консультативная группа) по безопасности реактора должен консультировать руководителя (начальника) реактора по вопросам безопасности повседневной эксплуатации и использования реактора. В частности, комитет по безопасности должен анализировать адекватность и безопасность предлагаемых экспериментов и модификаций и должен давать руководителю (начальнику) реактора рекомендации относительно соответствующих действий.

7.27. Несмотря на рекомендации комитета по безопасности эксплуатирующей организации (см. требование 6), руководитель (начальник) реактора (см. пункт 7.3) должен иметь право отказаться от выполнения или отсрочить осуществление эксперимента или модификации, которые он считает небезопасными, и должен иметь право передачи такого предложения в более высокую инстанцию для дополнительного рассмотрения.

⁴⁰ На установках с низкой потенциальной опасностью такие должности могут не требоваться. Однако на таких установках должны быть предусмотрены соответствующие функции.

Требование 70. Подготовка, переподготовка и аттестация персонала

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечить выполнение функций, связанных с безопасностью, надлежащим образом квалифицированным, компетентным и годным к выполнению должностных обязанностей персоналом.

7.28. Эксплуатирующая организация должна четко определять требования к квалификации и компетентности, с тем чтобы персонал, выполняющий связанные с безопасностью функции, был способен безопасно выполнять свои должностные обязанности. Для определенных должностей эксплуатационного персонала может потребоваться официальное разрешение или лицензия.

7.29. Должен производиться подбор персонала, обладающего соответствующей квалификацией, и должна обеспечиваться необходимая подготовка и обучение этого персонала, с тем чтобы он был способен правильно выполнять свои должностные обязанности в различных эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях в соответствии с надлежащими регламентами. Осуществлением функций, связанных с безопасностью, должен заниматься надлежащим образом квалифицированный, компетентный и годный к выполнению должностных обязанностей персонал.

7.30. Должны разрабатываться и проводиться надлежащие программы подготовки и переподготовки эксплуатационного персонала, включая руководителя (начальника) реактора, начальников смен, операторов реактора, персонал службы радиационной защиты, персонал по техническому обслуживанию и других лиц, работающих на исследовательской реакторной установке. Программа подготовки должна предусматривать периодическую проверку компетентности персонала, которая должна оформляться документально, и повышение его квалификации на регулярной основе. Подготовка с целью повышения квалификации должна предусматривать также переподготовку персонала в случае длительного перерыва в выполнении должностных обязанностей. При подготовке должна подчеркиваться важность обеспечения безопасности во всех аспектах эксплуатации реактора и прививаться культура безопасности.

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

Требование 71. Эксплуатационные пределы и условия

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечивать эксплуатацию исследовательского реактора в соответствии с эксплуатационными пределами и условиями.

7.32. Эксплуатационные пределы и условия должны быть одним из важных критериев, на основе которых эксплуатирующей организации разрешается эксплуатировать исследовательскую реакторную установку. Установка должна эксплуатироваться с соблюдением эксплуатационных пределов и условий, с тем чтобы исключить ситуации, способные приводить к ожидаемым при эксплуатации событиям или аварийным условиям, и смягчить последствия таких событий, если они все же происходят. Должны быть разработаны эксплуатационные пределы и условия, обеспечивающие эксплуатацию реактора в соответствии с проектными допущениями и предназначением, а также в соответствии с условиями его лицензии.

7.33. Эксплуатационные пределы и условия должны отражать предусмотренные в окончательном проекте возможности, которые описаны в документации по техническому обоснованию безопасности. До начала эксплуатации должен быть разработан и представлен регулирующему органу для рассмотрения, оценки и утверждения комплекс эксплуатационных пределов и условий, важных для безопасности реактора, включая пределы безопасности, уставки системы безопасности, ограничительные условия безопасной эксплуатации, требования в отношении наблюдения, испытаний и технического обслуживания и административные требования. Все эксплуатационные пределы и условия должны быть обоснованы посредством письменного изложения или путем анализа причины их принятия.

7.34. Эксплуатационные пределы и условия должны быть надлежащим образом определены, четко установлены и соответствующим образом обоснованы (например, путем четкого указания для каждого эксплуатационного предела или условия его цели, применимости и спецификации, т.е. установленного предельного значения и его основы). Выбор эксплуатационных пределов и условий и их значений должен базироваться на анализе безопасности, конструкции реактора или на аспектах, касающихся осуществления эксплуатации, и должен объективно соответствовать обновленной документации по техническому обоснованию

безопасности, должен отражать состояние реактора на данный момент и должен согласовываться с условиями лицензии, которые определены регулирующим органом.

Пределы безопасности

7.35. Должны устанавливаться пределы безопасности для сохранения целостности физических барьеров, которые обеспечивают защиту от неконтролируемого выброса радиоактивного материала или облучения сверх пределов, установленных регулирующим органом.

Уставки системы безопасности

7.36. Уставки системы безопасности должны определяться с таким расчетом, чтобы исключить превышение пределов безопасности.

Предельные условия безопасной эксплуатации

7.37. Должны устанавливаться предельные условия безопасной эксплуатации для обеспечения приемлемых запасов между параметрами условий нормальной эксплуатации и уставками системы безопасности. Предельные условия безопасной эксплуатации должны включать пределы эксплуатационных параметров, требования в отношении минимального количества исправного оборудования и минимальной численности персонала, а также действия, которые надлежит выполнять эксплуатационному персоналу для сохранения уставок системы безопасности.

Требования в отношении технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций

7.38. В соответствии с документацией по техническому обоснованию безопасности должны быть установлены требования в отношении частоты проведения и сферы охвата инспекций, периодических испытаний и технического обслуживания, проверок исправности и калибровок всех узлов, важных для безопасности.

7.39. Требования в отношении технического обслуживания, наблюдения, периодических испытаний и инспекций должны включать технические условия, в которых четко указываются цели и применимость, предписывается частота выполнения работ и устанавливаются критерии

допустимых отклонений. В целях обеспечения эксплуатационной гибкости эти технические условия должны предписывать частоту выполнения работ с указанием средних интервалов и максимального интервала, превышать который не допускается. Отсрочки, превышающие максимальный интервал, должны быть обоснованы и переданы на утверждение, и при необходимости должны быть приняты меры безопасности.

Административные требования

7.40. Эксплуатационные пределы и условия должны включать административные требования или меры контроля, касающиеся организационной структуры и обязанностей работников, находящихся на ключевых должностях, в отношении безопасной эксплуатации реактора, штатного расписания, подготовки и переподготовки персонала установки, процедур рассмотрений и аудитов, модификаций, экспериментов, протоколов и отчетов и требующихся мер после нарушения эксплуатационных пределов и условий.

Нарушения эксплуатационных пределов и условий

7.41. Если при эксплуатации реактора происходит отклонение от одного или нескольких эксплуатационных пределов и условий, должны быть приняты корректирующие меры.

7.42. В случае нарушения одного из предельных условий безопасной эксплуатации должны быть предписаны меры, которые надлежит принять эксплуатационному персоналу в пределах допустимого промежутка времени. Руководство реактора должно провести расследование причин и последствий и должно принять надлежащие меры с тем, чтобы исключить повторение подобных событий. Регулирующий орган должен быть своевременно извещен об этом.

7.43. Если какой-либо из пределов безопасности превышен, реактор должен быть остановлен и поддерживаться в безопасном режиме и должна быть проведена инспекция затронутых узлов, важных для безопасности. В таких случаях регулирующий орган должен быть оперативно извещен о случившемся, эксплуатирующая организация должна провести расследование причин и регулирующему органу должен быть представлен отчет для оценки ситуации, прежде чем эксплуатация реактора будет возобновлена.

Требование 72. Осуществление связанной с безопасностью деятельности

В целях сохранения на разумно достижимом низком уровне рисков, связанных с вредным воздействием ионизирующих излучений, организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечить надлежащий анализ и контроль связанных с безопасностью видов деятельности.

7.44. Вся регламентная и нештатная эксплуатационная деятельность должна подвергаться оценке на предмет наличия потенциальных рисков, связанных с вредным воздействием ионизирующих излучений. Уровень оценки и контроля должен зависеть от значимости задачи с точки зрения безопасности.

7.45. В целях обеспечения эксплуатации исследовательского реактора в рамках установленных эксплуатационных пределов и условий вся деятельность, важная для безопасности, должна выполняться в соответствии с утвержденными письменными регламентами. Во избежание нежелательно частого срабатывания систем безопасности должны предусматриваться приемлемые запасы между параметрами нормальной эксплуатации и заданными установками систем безопасности (см. пункт 7.37).

7.46. Эксперименты не должны проводиться без надлежащего анализа и обоснования. Если возникает необходимость проведения при эксплуатации какой-либо нештатной операции или испытания, не предусмотренных в существующих рабочих регламентах, то должен быть проведен специальный анализ безопасности и должен быть разработан и направлен на утверждение специальный регламент в соответствии с национальными или другими применимыми регулирующими положениями.

ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ

Требование 73. Программа ввода в эксплуатацию

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечить разработку и реализацию программы ввода исследовательского реактора в эксплуатацию.

7.47. Для проведения испытаний элементов и систем реактора после его сооружения или модификации с целью подтвердить, что они соответствуют цели проекта и удовлетворяют критериям функционирования, должна

быть подготовлена соответствующая программа ввода в эксплуатацию. Программа ввода в эксплуатацию должна охватывать весь диапазон состояний установки и условий на установке, предусмотренных в проекте. В программе ввода в эксплуатацию должны быть определены организация, осуществляющая работы по вводу в эксплуатацию, ее обязанности, стадии ввода в эксплуатацию, соответствующие испытания конструкций, систем и элементов 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.

7.48. В период строительства и ввода в эксплуатацию должно быть выполнено сравнение параметров фактически сооруженной реакторной установки с ее проектными параметрами. В рамках системы менеджмента эксплуатирующей организации разрабатывается всеобъемлющий процесс устранения несоответствий при проектировании, изготовлении, строительстве и эксплуатации. Решения по корректировке отклонений от первоначального проекта и несоответствий должны быть оформлены документально и рассмотрены до начала ввода в эксплуатацию.

7.49. Подробная программа ввода в эксплуатацию до начала ее реализации должна быть представлена комитету по безопасности и регулирующему органу для надлежащего рассмотрения и оценки.

7.50. Во время ввода в эксплуатацию реактора необходимо провести надлежащее рассмотрение экспериментальных устройств и их возможное влияние на работу реактора. До начала работы экспериментальных устройств они должны пройти соответствующую программу ввода в эксплуатацию.

Организация, осуществляющая работы по вводу в эксплуатацию, и ее обязанности

7.51. Эксплуатирующая организация, проектировщики и изготовители должны участвовать в подготовке и реализации программы ввода в эксплуатацию. Процесс ввода в эксплуатацию должен включать в себя сотрудничество между эксплуатирующей организацией и поставщиком, эффективно способствующее ознакомлению 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 анализы испытаний, непосредственно влияющих на безопасность, в соответствующих случаях должны передаваться комитету по безопасности и регулирующему органу для рассмотрения и утверждения.

Приемочные испытания и стадии ввода в эксплуатацию

7.52. Приемочные испытания, проводимые при вводе в эксплуатацию, должны группироваться по функциональному признаку в 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. Ни одно последующее испытание в рамках этой последовательности не должно начинаться до тех пор, пока не будут успешно завершены необходимые предыдущие испытания. В этой связи программа ввода в эксплуатацию должна быть разделена на стадии, которые обычно располагаются в указанной ниже последовательности:

- a) стадия А: испытания до загрузки топлива;
- b) стадия В: испытания с загрузкой топлива, испытания с достижением начальной критичности и испытания в режиме малой мощности⁴¹;
- c) стадия С: испытания в режиме нарастания мощности и испытания при работе на мощности.

Процедуры ввода в эксплуатацию и отчеты

7.53. До начала испытаний, проводимых при вводе в эксплуатацию, должны быть подготовлены, рассмотрены и переданы на утверждение процедуры каждого приемочного испытания. Работы по вводу в эксплуатацию должны выполняться в соответствии с утвержденными процедурами, изложенными в письменной форме. В случае необходимости процедуры должны включать точки контроля для оповещения и подключения к процессу комитета по безопасности, внешних учреждений, изготовителей и регулирующего органа.

⁴¹ Подкритические сборки могут не подвергаться испытаниям с достижением начальной критичности, испытаниям в режиме малой мощности и испытаниям стадии С программы ввода в эксплуатацию при условии, что была подтверждена (например, расчетами по формуле $1/M$, где M – подкритический коэффициент размножения нейтронов) необходимая для них подкритичность.

7.54. Программа ввода в эксплуатацию должна включать положения и процедуры для аудитов, рассмотрений и проверок, призванных обеспечить выполнение программы в соответствии с планом и достижение ее целей. Должно быть также предусмотрено решение вопросов, связанных с любым отклонением или нарушением, выявленным во время приемочных испытаний.

7.55. Процедуры ввода в эксплуатацию, охватывающие масштабы, последовательность и ожидаемые результаты этих испытаний, должны разрабатываться с необходимой степенью детализации и в соответствии с требованиями по обеспечению качества. Отчеты о выполнении работ по вводу в эксплуатацию должны сохраняться в течение всего жизненного цикла установки, включая этап вывода из эксплуатации. Эти отчеты должны содержать следующие сведения:

- a) цель испытаний и ожидаемые результаты;
- b) меры по обеспечению безопасности, которые должны применяться во время проведения испытаний;
- c) меры предосторожности и предварительные условия;
- d) описание процедур испытаний;
- e) отчеты об испытаниях, включая сводку полученных данных и их анализ, оценку результатов, описание дефектов, если таковые были выявлены, и любые необходимые корректирующие меры.

7.56. Результаты всех приемочных испытаний независимо от того, выполнены они персоналом эксплуатирующей организации или поставщика, должны предоставляться эксплуатирующей организации и сохраняться в течение всего жизненного цикла установки.

Требование 74. Технологические регламенты эксплуатации

В соответствии с политикой эксплуатирующей организации и требованиями регулирующего органа для исследовательского реактора должны быть разработаны технологические регламенты эксплуатации, обеспечивающие всесторонний охват (для реактора и связанных с ним установок) нормальной эксплуатации, ожидаемых при эксплуатации событий и аварийных условий.

7.57. Для режима нормальной эксплуатации должны быть разработаны регламенты, обеспечивающие эксплуатацию реактора в рамках эксплуатационных пределов и условий.

7.58. Технологические регламенты эксплуатации должны разрабатываться для любой связанной с безопасностью деятельности, которая может проводиться на протяжении всего жизненного цикла установки, включая:

- a) ввод в эксплуатацию;
- b) эксплуатацию в режимах нормальной эксплуатации⁴²;
- c) техническое обслуживание основных элементов или систем, которые могут влиять на безопасность реактора;
- d) периодические инспекции, калибровки и испытания конструкций, систем и элементов, необходимых для безопасной эксплуатации реактора;
- e) деятельность по обеспечению радиационной защиты;
- f) процесс рассмотрения и утверждения эксплуатации и 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 проектных аварий и, по возможности, запроектных условий;
- h) аварийные ситуации⁴³;
- i) обращение с радиоактивными отходами и мониторинг и регулирование радиоактивных выбросов;
- j) использование;
- k) модификации;
- l) систему менеджмента.

7.59. Технологические регламенты эксплуатации должны разрабатываться эксплуатационным персоналом реактора по возможности в сотрудничестве с проектировщиками и изготовителями, а также с другими сотрудниками эксплуатирующей организации, включая персонал, занимающийся вопросами радиационной защиты. Технологические регламенты эксплуатации должны соответствовать эксплуатационным пределам и условиям и способствовать их соблюдению.

⁴² Нормальная эксплуатация – это эксплуатация в рамках установленных эксплуатационных пределов и условий. Нормальная эксплуатация исследовательского реактора включает в себя пуск, эксплуатацию на низкой и номинальной мощности, процесс останова, останов, техническое обслуживание, испытания и перегрузку топлива.

⁴³ Противоаварийные процедуры разрабатываются в качестве элемента отдельных противоаварийных мероприятий (см. пункты 7.89-7.93) и в соответствии с требованиями GSR Part 7 [6].

7.60. Технологические регламенты эксплуатации должны периодически рассматриваться и обновляться на основе опыта эксплуатации или в соответствии с установленными внутренними процедурами. Для каждого режима эксплуатации реактора должны иметься соответствующие регламенты.

7.61. Весь персонал, участвующий в эксплуатации и использовании реактора, должен иметь надлежащую подготовку по вопросам применения этих регламентов соответствующим образом.

7.62. В тех случаях, когда планируется осуществление деятельности, не предусмотренной существующими регламентами, до начала выполнения такой деятельности должен быть разработан, рассмотрен и надлежащим образом утвержден соответствующий регламент. Должно быть проведено дополнительное обучение соответствующего персонала по вопросам применения этих регламентов.

Требование 75. Помещения центрального щита управления, резервного щита управления и аппаратура управления

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечивать поддержание в надлежащем состоянии помещений щитов управления и аппаратуры управления.

7.63. Помещения щитов управления должны поддерживаться в хорошем состоянии и быть пригодными для длительного пребывания в них людей. Если в проекте исследовательского реактора предусматриваются резервные или локальные щиты управления, предназначенные для управления экспериментами, которые могут влиять на состояние реактора, то должны быть организованы линии прямой связи для обеспечения надлежащей передачи информации операторам, находящимся в помещении центрального щита управления.

7.64. Резервный щит управления или щит останова и все другие связанные с безопасностью локальные щиты управления или пульты управления вне помещения центрального щита управления должны поддерживаться в работоспособном состоянии, при этом доступ к ним должен быть свободен и никакие посторонние материалы не должны препятствовать их работе. Эксплуатирующая организация должна периодически проверять, чтобы резервный щит управления или щит останова и все другие связанные с

безопасностью пульта управления находились в надлежащем состоянии эксплуатационной готовности, включая наличие надлежащей документации, систем связи и сигнализации, а также достаточного энергоснабжения.

7.65. Чтобы исключить поступление от различных щитов или пультов управления противоречащих друг другу сигналов (например, от блокировок), между резервным и центральным щитами управления должен быть установлен порядок очередности.

Требование 76. Материальные условия и административно-хозяйственное содержание

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разрабатывать и осуществлять программы поддержания высоких стандартов материальных условий, хозяйственного содержания и чистоты всех рабочих зон.

7.66. Должны быть разработаны меры административного контроля, обеспечивающие для эксплуатационных помещений и оборудования уход, хорошее освещение и надлежащий доступ, а также контроль и ограничение временного хранения. Необходимо своевременно выявлять оборудование, находящееся в плохом состоянии (например, со следами утечек, коррозии, незакрепленными деталями или поврежденной теплоизоляцией), докладывать о нем и приводить его в порядок.

7.67. Эксплуатирующая организация должна отвечать за обеспечение точности, разборчивости и хорошего состояния идентификационных знаков и маркировки на оборудовании, предназначенном для обеспечения безопасности, и на оборудовании, связанном с обеспечением безопасности, помещениях, трубопроводах и приборах, а также за то, чтобы такие знаки и маркировка не ухудшали их состояние.

Требование 77. Техническое обслуживание, периодические испытания и инспекции

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечивать разработку и реализацию эффективных программ технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций.

7.68. С тем чтобы конструкции, системы и элементы могли функционировать в соответствии со своим проектным назначением и в рамках эксплуатационных пределов и условий, должны проводиться техническое обслуживание (как профилактическое, так и восстановительное), периодические испытания и инспекции.

7.69. Программы технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций должны регулярно пересматриваться с целью учета накопленного опыта. Все работы по техническому обслуживанию, периодические испытания и инспекции систем или узлов, важных для безопасности, должны выполняться в соответствии с утвержденными письменными инструкциями (технологическими регламентами). В этих инструкциях должны быть указаны меры, которые надлежит принимать в случае каких бы то ни было отклонений от нормальной конфигурации реактора, и должны содержаться положения, касающиеся восстановления нормальной конфигурации после завершения работ. В соответствии с требованиями системы менеджмента до и после проведения технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций должна использоваться система разрешений на выполнение работ (допуска), включая надлежащие процедуры и контрольные списки. Эти инструкции должны включать критерии приемлемости. Должна быть предусмотрена четкая система рассмотрения и утверждения выполнения работ.

7.70. Нештатные инспекции или восстановительное (внеплановое) техническое обслуживание систем или узлов, важных для безопасности, должны выполняться в соответствии со специально разработанными планами и инструкциями. Инспекции в процессе эксплуатации, проводимые для целей обеспечения безопасности и на программной основе, должны выполняться аналогичным образом.

7.71. 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:

- a) должно быть приниматься руководителем реактора;
- b) должно соответствовать цели поддержания уровня безопасности реактора в рамках эксплуатационных пределов и условий.

7.72. Частота проведения технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций отдельных конструкций, систем и элементов должна корректироваться с учетом накопленного опыта и обеспечивать надлежащий уровень надежности в соответствии с требованиями, изложенными в пунктах 6.73-6.75.

7.73. Оборудование и изделия, используемые для проведения технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций, должны быть идентифицированы и находиться под контролем, чтобы обеспечивалось их использование по назначению.

7.74. Техническое обслуживание должно выполняться таким образом, чтобы исключались преднамеренные или неумышленные изменения конструкции обслуживаемой системы. Если работы по техническому обслуживанию требуют внесения изменения в конструкцию, должны выполняться процедуры осуществления модификации.

7.75. Результаты технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций должны оценивать специалисты с соответствующей квалификацией, которым надлежит проверять, выполнялись ли работы в соответствии с надлежащей инструкцией и были ли соблюдены эксплуатационные пределы и условия.

7.76. Комитет по безопасности и регулирующий орган должны информироваться о любом несоответствии, значимом с точки зрения безопасности. Должна проводиться оценка воздействия данного несоответствия на программу технического обслуживания.

Требование 78. Управление активной зоной и обращение с топливом

Для исследовательской реакторной установки должны быть разработаны процедуры управления активной зоной и обращения с топливом, обеспечивающие соблюдение эксплуатационных пределов и условий и соответствующие программе использования.

7.77. Управление активной зоной и обращение с топливом включают в себя перемещение, хранение, передачу, упаковку и перевозку свежего и облученного топлива и других компонентов активной зоны. В эксплуатационных пределах и условиях должны быть зафиксированы необходимые требования безопасности, и при выполнении работ должны применяться соответствующие регламенты.

7.78. Компоненты активной зоны и загружаемое в активную зону топливо должны отвечать требованиям качества, предусмотренным в системе менеджмента.

7.79. В целях обеспечения безопасной эксплуатации активной зоны эксплуатирующая организация помимо проверки соблюдения положений документации по техническому обоснованию безопасности и эксплуатационных пределов и условий должна:

- a) определять при помощи сертифицированных методов и кодов местоположение топлива и отражателей, правильные положения в активной зоне экспериментальных устройств и замедлителей, эффективность защитных устройств (например, поглощающих стержней СУЗ, клапанов аварийного слива замедлителя и выгорающих поглотителей), а также соответствующие теплогидравлические и нейтронные параметры;
- b) анализировать возможные взаимодействия (химического и физического характера) друг с другом компонентов активной зоны и взаимодействие с экспериментальными устройствами;
- c) сохранять и обновлять информацию о параметрах топлива и конфигурации активной зоны. Это включает в себя постоянное обеспечение наличия свежих данных, используемых для учета и контроля инвентарного количества ядерного материала на установке;
- d) осуществлять загрузку топлива в соответствии с процедурами обращения с топливом и управления активной зоной;
- e) использовать активную зону (с точки зрения выгорания топлива) реактора, обеспечивая при этом сохранность топлива путем поддержания необходимых параметров конфигурации активной зоны в соответствии с проектным назначением и допущениями, установленными в эксплуатационных пределах и условиях для реактора, и путем обнаружения, идентификации и выгрузки поврежденного топлива;
- f) при необходимости и в тех случаях, когда это применимо⁴⁴, осуществлять выгрузку облученного ядерного топлива в соответствии с величинами выгорания, предусмотренными в эксплуатационных пределах и условиях.

⁴⁴ У исследовательских реакторов малой мощности и подкритических сборок срок службы активной зоны, как правило, выражается не терминах степени выгорания, а в других факторах (например, завершение программы экспериментов), которые указываются в эксплуатационных пределах и условиях. Вместе с тем значение максимальной величины выгорания является одним из параметров, учитываемых при определении срока службы активной зоны.

7.80. В целях обеспечения безопасного использования топлива в активной зоне или облегчения основных операций по управлению активной зоной в дополнение к указанной выше деятельности должны осуществляться другие мероприятия в рамках программы управления активной зоной, например:

- a) оценка последствий для безопасности, которые будет иметь предлагаемое облучение какого-либо компонента активной зоны или материала;
- b) расследование причин повреждения топлива или неудачного завершения эксперимента и поиск путей недопущения таких сбоев;
- c) оценка воздействия облучения на компоненты активной зоны и материалы несущей конструкции активной зоны.

7.81. В целях обеспечения качества, безопасности и недопущения повреждения или разрушения тепловыделяющих сборок и компонентов активной зоны должны быть подготовлены соответствующие инструкции по обращению с ними. Кроме того, для ситуаций с повреждением тепловыделяющих элементов, регулирующих стержней, отражателей или замедлителей, экспериментальных устройств или любых других компонентов активной зоны должны быть установлены соответствующие эксплуатационные пределы и условия и выработаны регламенты, позволяющие свести к минимуму объем высвобождающегося радиоактивного материала.

7.82. Должен быть обеспечен постоянный контроль целостности активной зоны реактора и топлива системой, предназначенной для обнаружения повреждений оболочки топлива (например, посредством мониторинга активности продуктов деления в теплоносителе). Поврежденное топливо должно храниться таким образом, чтобы исключались выбросы радиоактивного материала и в то же время поддерживался необходимый уровень отвода остаточного тепла, экранирования и подкритичности.

7.83. Упаковка и перевозка свежих и облученных тепловыделяющих сборок должны производиться в соответствии с национальными и международными требованиями и в надлежащих случаях в соответствии с положениями публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSR-6 «Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов» (издание 2012 года) [14].

7.84. В соответствии с требованиями системы менеджмента должна функционировать система всестороннего учета, охватывающая операции по управлению активной зоной, обращению с топливом и компонентами активной зоны и их хранению.

Требование 79. Противопожарная безопасность

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна принять меры по обеспечению противопожарной безопасности.

7.85. Меры по обеспечению противопожарной безопасности, принимаемые эксплуатирующей организацией, должны предусматривать надлежащее управление противопожарной безопасностью; профилактику возникновения пожаров; обнаружение и быстрое тушение любых возникающих пожаров; предотвращение распространения пожаров, которые еще не потушены; обеспечение противопожарной защиты конструкций, систем и элементов, необходимых для безопасного останова реактора. К таким мерам, помимо прочего, относятся:

- a) применение принципа глубокоэшелонированной защиты;
- b) контроль горючих материалов и источников возгорания;
- c) техническое обслуживание, испытания и инспекции средств противопожарной защиты;
- d) обеспечение возможности ручного тушения пожаров на реакторной установке;
- e) распределение обязанностей, подготовка персонала и проведение тренировок;
- f) оценка воздействия модификаций на меры противопожарной безопасности.

7.86. При организации противопожарной защиты особое внимание должно уделяться случаям, в которых присутствует риск выброса радиоактивного материала во время пожара. Должны быть выработаны надлежащие меры радиационной защиты противопожарного персонала и управления выбросами радиоактивного материала в окружающую среду.

7.87. Для исследовательского реактора и связанных с ним установок должен быть проведен всесторонний анализ пожароопасности, подлежащий периодическому рассмотрению и, в случае необходимости, обновлению.

Требование 80. Безопасность при работах, не связанных с источниками излучения

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать и осуществлять программу, обеспечивающую поддержание на разумно достижимом низком уровне рисков безопасности, относящихся к не связанным с источниками излучения опасностям, для персонала, участвующего в проведении работ на реакторной установке.

7.88. Программа безопасности при работах, не связанных с источниками излучения⁴⁵ должна предусматривать планирование, реализацию, мониторинг и анализ соответствующих профилактических и защитных мер и должна быть объединена с программой ядерной и радиационной безопасности. Весь персонал, поставщики, подрядчики и посетители должны проходить надлежащую подготовку для получения необходимых знаний и сведений о программе безопасности при работах, не связанных с источниками излучения, и ее связи с программой ядерной и радиационной безопасности, и соблюдать предусмотренные в ней правила и практические методы обеспечения безопасности. Эксплуатирующая организация должна предоставлять персоналу поддержку, рекомендации и помощь по защите от опасностей, не связанных с источниками излучения.

Требование 81. Аварийная готовность

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать противоаварийные мероприятия для обеспечения готовности к ядерной или радиологической аварийной ситуации и реагирования на нее.

7.89. Противоаварийные мероприятия должны быть соразмерны опасностям, определенным в ходе оценки, и потенциальным последствиям аварийной ситуации в случае ее возникновения. Противоаварийные мероприятия должны обеспечивать защиту и безопасность в случае аварийных ситуаций; смягчение последствий аварий, если таковые произойдут; защиту персонала площадки и населения; защиту окружающей среды; своевременное

⁴⁵ «Безопасность при работах, не связанных с источниками излучения» – это понятие, ассоциируемое с опасностями, не относящимися к тем, которые обусловлены излучением; иногда ее называют техникой безопасности на производстве или обычной безопасностью.

оповещение населения. Противоаварийные мероприятия должны включать в себя меры, обеспечивающие оперативное объявление аварийной ситуации и оповещение о ней, своевременное инициирование скоординированного и заранее спланированного реагирования, оценку развития аварийной ситуации, ее последствий и любых действий, которые должны быть предприняты на площадке, и предоставление необходимой информации компетентным органам за пределами площадки. К моменту доставки первой партии ядерного топлива на площадку должны быть отработаны необходимые противоаварийные мероприятия, а до начала загрузки топлива должен быть завершен весь комплекс противоаварийных мероприятий.

7.90. Эксплуатирующая организация должна разработать противоаварийные мероприятия, включающие подготовку противоаварийных планов и процедур для обеспечения готовности к аварийной ситуации на исследовательском реакторе, который находится в ее ведении, и реагирования на нее в пределах площадки, а также должна представить регулирующему органу свидетельства и гарантии того, что данные противоаварийные мероприятия обеспечат эффективное реагирование на площадке. Противоаварийные мероприятия на площадке должны быть скоординированы с мероприятиями соответствующих организаций за пределами площадки, отвечающих за обеспечение аварийной готовности и реагирование (см. GSR Part 7 [6]). Противоаварийные планы и процедуры должны разрабатываться с расчетом на аварии, анализ которых зафиксирован в документации по техническому обоснованию безопасности, а также с расчетом на аварии, дополнительно постулированные для целей обеспечения аварийной готовности и реагирования на основе оценки опасностей. Противоаварийные планы и процедуры подлежат утверждению регулирующим органом в установленном порядке.

7.91. Все сотрудники, принимающие участие в реагировании в случае аварийной ситуации на исследовательском реакторе, должны обладать необходимой квалификацией и уровнем подготовки, соответствующими возложенным на них обязанностям, периодически проходить переподготовку, а также должны быть физически годны к выполнению своих обязанностей (см. GSR Part 7 [6]). В состав группы аварийного реагирования должны входить лица, осведомленные о текущем положении дел с эксплуатацией исследовательского реактора, например руководитель (начальник) реактора или его полномочный представитель. Все лица, находящиеся на площадке, должны получить инструкции по поводу действий, которые им надлежит выполнять в аварийной ситуации. Инструкции должны находиться на видном месте.

7.92. Для отработки противоаварийных мероприятий необходимо с надлежащей периодичностью проводить тренировки/учения, в которых по возможности должны участвовать все лица, на которых возложены обязанности по реагированию в случае аварийной ситуации. Результаты этих тренировок/учений должны анализироваться, и в надлежащих случаях полученный опыт должен учитываться при пересмотре противоаварийных мероприятий. Противоаварийные планы и процедуры должны периодически подвергаться анализу и при необходимости пересматриваться с учетом накопленного опыта и в целях внесения изменений (например, контактных данных персонала службы реагирования).

7.93. Средства, приборы, инструментарий, оборудование, документация и системы связи, предназначенные для применения в аварийных ситуациях, включая те, которые необходимы для связи с компетентными органами за пределами площадки, должны быть всегда доступны для применения в любой постулируемой аварийной ситуации. Их следует поддерживать в хорошем рабочем состоянии, с тем чтобы свести к минимуму вероятность воздействия на них или утраты к ним доступа в результате аварии или какого-либо исходного события. Эксплуатирующая организация должна обеспечить наличие в аварийно-техническом центре необходимой информации о параметрах безопасности исследовательского реактора и условиях на установке, а также эффективную связь между щитами управления и аварийно-техническим центром в случае аварии. Данные меры должны периодически проверяться.

Требование 82. Учетно-отчетная документация

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна создать систему контроля учетно-отчетной документации и обеспечивать ее функционирование.

7.94. В целях безопасной эксплуатации реактора эксплуатирующая организация должна хранить всю необходимую информацию, касающуюся проектирования, строительства, ввода в эксплуатацию, текущей конфигурации и эксплуатации реактора. Эта информация должна обновляться на протяжении всего периода эксплуатации реактора и должна сохраняться в наличии в процессе вывода из эксплуатации.

7.95. Для подготовки, сбора, хранения и архивирования учетных и отчетных документов должны быть разработаны административные процедуры, согласующиеся с системой менеджмента. Информационные записи в журналах, контрольные списки и другие необходимые учетные документы должны быть надлежащим образом датированы и подписаны.

7.96. Необходимо вести, хранить и предоставлять регулирующему органу записи о нарушениях требований и о мерах, принятых для возврата исследовательского реактора в соответствие с всем необходимым требованиям. В соответствии с регулируемыми требованиями эксплуатирующая организация должна определять учетные документы, которые подлежат сохранению, и сроки их хранения.

7.97. Порядок хранения и ведения учетной и отчетной документации должен согласовываться с системой менеджмента. Система управления документооборотом должна обеспечивать архивирование устаревших документов и использование персоналом только последней утвержденной редакции каждого документа.

Требование 83. Использование и модификация исследовательского реактора

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать и реализовывать программу, касающуюся использования и модификаций реактора.

7.98. Эксплуатирующая организация должна нести общую ответственность за все аспекты безопасности при подготовке и осуществлении модификации или эксперимента. Она может поручать или отдавать на субподряд другим организациям выполнение некоторых работ, но не должна передавать им свою ответственность.

7.99. Эксплуатирующая организация должна отвечать за выполнение нижеследующих условий:

- a) с целью проверки выполнения всех применимых требований и правил безопасности проводятся анализы безопасности предлагаемого использования или модификации;

- b) подготавливается необходимая документация по безопасности эксперимента или модификации, которая затем передается (представляется) на утверждение соответствующему компетентному органу;
- c) определяется и выносится на утверждение способ утилизации всех материалов, облученных в ходе эксперимента;
- d) все сотрудники, занятые в осуществлении предлагаемой модификации или предлагаемого вида использования, обладают надлежащим уровнем подготовки, квалификацией и опытом;
- e) до начала нового вида использования или ввода в действие модификации все касающиеся характеристик безопасности реактора документы, на которые влияет эксперимент или модификация, например, документация по техническому обоснованию безопасности, эксплуатационные пределы и условия и соответствующие инструкции по эксплуатации, техническому обслуживанию и действиям в аварийных ситуациях, по мере необходимости обновляются;
- f) в отношении всех сотрудников, участвующих в проведении эксперимента или осуществлении модификации, применяются меры техники безопасности и контроля.

7.100. Предложения по использованию и модификациям исследовательского реактора должны подразделяться на категории, и для такой категоризации должны быть установлены соответствующие критерии. Предложения по использованию и модификациям должны подразделяться на категории либо в зависимости от значимости того или иного предложения с точки зрения безопасности, либо в зависимости от того, будет ли реактор в результате предлагаемого изменения эксплуатироваться в рамках эксплуатационных пределов и условий или эти пределы и условия будут превышены. Для экспериментальных устройств должны быть разработаны предельные условия безопасной эксплуатации (см. пункт 7.37), которые надлежит включить в эксплуатационные пределы и условия исследовательского реактора.

7.101. В отношении проектов по использованию и модификации (включая временные модификации, см. пункт 7.104), имеющих существенное значение с точки зрения безопасности (см. пункты 3.13-3.20 SSG-24 [15]), должны проводиться анализы безопасности и применяться условия проектирования, строительства и ввода в эксплуатацию, аналогичные действующим в отношении самого реактора и изложенным в пунктах 6.119 и 6.121.

7.102. При реализации проектов по использованию и модификациям исследовательских реакторов радиационное облучение работников и другого персонала на установке должно поддерживаться ниже разрешенных пределов и на разумно достижимом низком уровне.

7.103. Руководитель реактора должен в соответствии с общепринятой инженерно-технической практикой установить порядок рассмотрения и утверждения предложений по экспериментам и модификациям и контроля за их выполнением.

7.104. С целью сведения к минимуму совокупной значимости временных модификаций с точки зрения безопасности их число и время действия должны быть ограничены. Временные модификации должны быть четко обозначены в месте их применения и на каждом соответствующем poste управления. Эксплуатирующая организация должна ввести официальную систему своевременного информирования соответствующего персонала о временных модификациях и их последствиях для эксплуатации и безопасности установки.

7.105. Использование экспериментальных устройств и обращение с ними должны регулироваться письменными инструкциями. В этих инструкциях должны быть учтены возможные последствия для реактора, особенно в отношении изменения реактивности или уровней излучения.

7.106. В отношении любых модификаций экспериментальных устройств должны соблюдаться те же условия проектирования, эксплуатации и утверждения, что и в отношении первоначального экспериментального устройства.

Требование 84. Программа радиационной защиты

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать и осуществлять программу радиационной защиты.

7.107. Программа радиационной защиты должна обеспечивать, чтобы во всех эксплуатационных состояниях и в аварийных условиях дозы облучения в результате воздействия ионизирующих излучений на исследовательской реакторной установке или дозы в результате любых плановых выбросов

радиоактивного материала с исследовательской реакторной установки сохранялись ниже разрешенных пределов и на разумно достижимом низком уровне.

7.108. Программа радиационной защиты эксплуатирующей организации должна быть достаточно независимой и должна быть обеспечена достаточными ресурсами для обеспечения применения правил, норм, процедур и безопасной рабочей практики в области радиационной защиты и для предоставления рекомендаций по этим вопросам.

7.109. Программа радиационной защиты должна разрабатываться эксплуатирующей организацией в соответствии с регулируемыми требованиями. Она должна соответствовать требованиям GSR Part 3 [7] и подлежать утверждению регулирующим органом. Эта программа должна включать заявление о политике эксплуатирующей организации, в котором указывается основополагающая цель безопасности, заключающаяся в защите людей и охране окружающей среды (см. пункт 2.1 SF-1 [1] и требование 1 GSR Part 3 [7]), и заявление о приверженности эксплуатирующей организации принципу оптимизации защиты (требование 11 GSR Part 3 [7]).

7.110. К программе радиационной защиты применяются требования по радиационной защите при профессиональном облучении (см. GSR Part 3 [7] и RS-G-1.1 [16]), и она должна включать, в частности, меры по:

- a) обеспечению взаимодействия между персоналом службы радиационной защиты и другим персоналом, занимающимся эксплуатацией и экспериментами, в разработке технологических регламентов эксплуатации и регламентов технического обслуживания при возможном возникновении радиационных опасностей, а также обеспечению оказания непосредственной помощи, когда это необходимо;
- b) обеспечению мониторинга рабочих мест и окружающей среды;
- c) обеспечению дезактивации персонала, оборудования и конструкций;
- d) проверке соблюдения применимых правил перевозки радиоактивных материалов;
- e) обнаружению и регистрации любых выбросов радиоактивного материала;
- f) регистрации инвентарного количества имеющихся источников излучения;
- g) организации надлежащего практического обучения в области радиационной защиты;

- h) обеспечению рассмотрения и обновления программы в свете накопленного опыта;
- i) обеспечению рассмотрения и анализа материалов, оборудования и условий для экспериментов.

7.111. Эксплуатирующая организация должна с помощью наблюдения, инспекций и аудитов удостоверяться в правильности осуществления программы радиационной защиты и достижении ее целей. Программа радиационной защиты должна рассматриваться на регулярной основе и в случае необходимости обновляться.

7.112. С целью оказания помощи руководству реактора в поддержании доз облучения на разумно достижимом низком уровне эксплуатирующая организация должна установить значения граничных доз (см. пункты 1.22-1.28 и требование 11 GSR Part 3 [7]).

7.113. В случае превышения соответствующих пределов дозы облучения персонала или населения или разрешенных пределов радиоактивных выбросов руководитель (начальник) реактора, комитет по безопасности, регулирующий орган и другие компетентные органы должны быть извещены об этом в соответствии с действующими требованиями.

7.114. Весь персонал, который может подвергаться профессиональному облучению значительного уровня, подлежит дозиметрическому контролю с оценкой и регистрацией данных согласно требованиям регулирующего органа или других компетентных органов, и эти зарегистрированные данные должны передаваться руководителю программы медицинского наблюдения, руководителю (начальнику) реактора, регулирующему органу и другим компетентным органам, которые предусмотрены национальными регулирующими положениями [16].

Требование 85. Обращение с радиоактивными отходами

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать и осуществлять программу обращения с радиоактивными отходами.

7.115. Эксплуатирующая организация должна разработать и осуществлять программу обращения с радиоактивными отходами. Эта программа обращения с радиоактивными отходами должна включать характеристику, классификацию, переработку (т.е. предварительную обработку, обработку

и кондиционирование), перевозку, хранение и захоронение радиоактивных отходов⁴⁶. Переработка и хранение радиоактивных отходов должны строго контролироваться в соответствии с требованиями об обращении с радиоактивными отходами перед захоронением [17]. Должны вестись учетные документы по образованию и классификации отходов.

7.116. Реактор и его экспериментальные устройства должны эксплуатироваться так, чтобы было сведено к минимуму образование радиоактивных отходов всех видов, выбросы радиоактивного материала в окружающую среду удерживались ниже допустимых нормативных пределов и на разумно достижимом низком уровне и облегчались манипуляции с радиоактивными отходами и их захоронение.

7.117. Выбросы жидких и/или газообразных радиоактивных эфлюентов в окружающую среду должны отслеживаться, а результаты должны регистрироваться в целях проверки соответствия разрешенным пределам. О них также должно периодически сообщаться регулирующему органу или другому компетентному органу в соответствии с его требованиями.

7.118. Манипулирование с радиоактивными отходами, их переработка, перевозка и хранение должны осуществляться в соответствии с письменными инструкциями. Эти работы должны вестись в соответствии с требованиями регулирующего органа или другого компетентного органа.

7.119. Должны надлежащим образом регистрироваться количество, тип и характеристики радиоактивных отходов, перерабатываемых и хранящихся на площадке реактора или удаленных с площадки реактора для переработки, хранения или захоронения.

Требование 86. Управление старением

В целях обеспечения выполнения требуемых функций безопасности конструкций, систем и элементов в течение всего срока эксплуатации исследовательского реактора организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна обеспечить осуществление эффективной программы управления старением узлов, важных для безопасности.

⁴⁶ Процесс характеризации, классификации, переработки, перевозки, хранения и захоронения радиоактивных отходов может частично осуществляться другой организацией.

7.120. В программе управления старением должны определяться последствия старения и виды деятельности, необходимые для сохранения работоспособности и надежности конструкций, систем и элементов. Программа управления старением должна координироваться и согласовываться с другими соответствующими программами, в том числе с программами инспекций в процессе эксплуатации, периодического рассмотрения безопасности⁴⁷ и технического обслуживания. Должен применяться системный подход к разработке, осуществлению и постоянному совершенствованию программ управления старением.

Периодическое рассмотрение безопасности

7.121. На основе результатов периодических рассмотрений безопасности эксплуатирующая организация должна принимать все необходимые корректирующие меры и должна рассматривать вопрос об осуществлении обоснованных модификаций в целях повышения безопасности (см. также пункт 7.120, касающийся взаимосвязи между управлением старением и периодическими рассмотрениями безопасности).

7.122. Эксплуатирующая организация в соответствии с требованиями должна своевременно докладывать регулирующему органу о подтвержденных выводах периодического рассмотрения безопасности, имеющих отношение к безопасности.

Требование 87. Длительный останов

Если планируется или происходит длительный останов, организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать и реализовать меры по обеспечению безопасного управления, планирования, эффективного выполнения и контроля рабочей деятельности во время этого длительного останова.

⁴⁷ Периодическое рассмотрение безопасности – это систематически повторяемая оценка безопасности существующей установки (или деятельности), проводимая регулярно с целью рассмотрения совокупных эффектов старения, модификаций, опыта эксплуатации, технических усовершенствований и вопросов выбора площадки и имеющая целью обеспечение высокого уровня безопасности на протяжении всего срока службы установки (или осуществления деятельности) [8].

7.123. Период длительного останова⁴⁸ исследовательской реакторной установки может продолжаться, пока не будет принято решение относительно ее будущего. Во время длительного останова эксплуатирующая организация должна принимать надлежащие меры для обеспечения того, чтобы не происходило серьезной деградации материалов и компонентов. Должны рассматриваться следующие меры:

- a) выгрузка тепловыделяющих элементов из активной зоны реактора для хранения в надлежащих и безопасных условиях;
- b) изменение эксплуатационных пределов и условий в соответствии с требованиями, применимыми 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 необходимого технического обслуживания, периодических испытаний и инспекций.

7.124. Эксплуатирующая организация должна нести ответственность за разработку программ и издание инструкций по управлению длительными остановами и за предоставление достаточных ресурсов с целью обеспечения безопасности работ во время длительного останова. В процессах планирования и выполнения работ в состоянии длительного останова приоритет должен отдаваться соображениям, связанным с безопасностью. Особое внимание уделяется поддержанию текущей конфигурации станции в соответствии с эксплуатационными пределами и условиями.

7.125. 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 учитывать необходимость выполнения условий лицензии, требований по аварийному планированию и квалификации эксплуатационного персонала. В течение всего периода нахождения на установке ядерного топлива или другого радиоактивного материала должна обеспечиваться физическая безопасность.

⁴⁸ Исследовательский реактор находится в состоянии длительного останова, когда он более не эксплуатируется и при этом не принято решение о выводе его из эксплуатации и не имеется четкого решения по поводу будущего этого реактора – возвращения в эксплуатацию или вывода из нее. Продолжительные периоды останова для технического обслуживания или выполнения работ по реконструкции и модификации не считаются состоянием длительного останова.

Требование 88. Учет опыта эксплуатации

Организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна разработать программу извлечения уроков из событий на данной исследовательской реакторной установке и событий на других исследовательских реакторах, а также в ядерной отрасли.

7.126. Эксплуатирующая организация должна систематически представлять информацию об опыте эксплуатации реакторной установки и осуществлять сбор, сортировку, анализ данных об этом опыте, выявление в нем тенденций, его документирование и распространение. Она должна получать и оценивать имеющуюся информацию о соответствующем опыте эксплуатации других ядерных установок с целью извлечения и учета уроков в своей собственной работе, включая противоаварийные мероприятия. Она должна также поощрять обмен опытом в рамках национальных и международных систем учета опыта эксплуатации. Эти работы должны выполняться в соответствии с системой менеджмента.

7.127. События, имевшие существенные последствия для безопасности, должны расследоваться в целях определения их непосредственных и коренных причин, в том числе причин, связанных с проектированием, эксплуатацией и техническим обслуживанием оборудования или с человеческим и организационным факторами. Результаты таких анализов должны по мере целесообразности включаться в соответствующие учебные программы и использоваться при рассмотрении регламентов и инструкций.

7.128. Информация об опыте эксплуатации должна тщательно изучаться компетентными специалистами с целью выявления всех событий-предшественников или тенденций в условиях, отрицательно воздействующих на безопасность, с тем чтобы до возникновения серьезных условий можно было принять необходимые корректирующие меры.

7.129. Эксплуатирующая организация должна поддерживать надлежащую связь с участвующими в проектировании организациями поддержки (изготовителями, исследовательскими организациями и проектировщиками) в целях доведения опыта эксплуатации до их сведения и получения при необходимости рекомендаций в случае отказа оборудования или при возникновении других событий.

8. ПОДГОТОВКА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Требование 89. План вывода из эксплуатации

Если регулирующим органом не утверждено иное, организация, эксплуатирующая исследовательскую реакторную установку, должна подготовить и сохранять в силе на протяжении всего срока службы исследовательского реактора план вывода из эксплуатации с целью продемонстрировать, что вывод из эксплуатации может быть выполнен безопасно и таким образом, что будет достигнуто заданное конечное состояние.

8.1. План вывода из эксплуатации должен быть подготовлен на стадии проектирования и должен обновляться в соответствии с изменениями регулирующих требований, модификацией конструкций, систем и элементов, развитием технологии, изменениями в необходимости проведения работ по выводу из эксплуатации и изменениями национальной политики вывода из эксплуатации и/или обращения с радиоактивными отходами [11].

8.2. План вывода из эксплуатации должен представляться комитету по безопасности на рассмотрение и регулирующему органу на утверждение до начала работ по выводу из эксплуатации.

8.3. Документация по реактору должна обновляться, а информация об опыте обращения с загрязненными или активированными конструкциями, системами и элементами при техническом обслуживании или модификации реактора должна документироваться в целях облегчения планирования работ по выводу из эксплуатации. В отношении некоторых находящихся в эксплуатации исследовательских реакторов, при проектировании которых необходимость их окончательного вывода из эксплуатации не была принята во внимание, должен быть подготовлен план вывода из эксплуатации с целью обеспечить безопасность на протяжении всего процесса вывода из эксплуатации.

8.4. План вывода из эксплуатации должен включать оценку одного или нескольких подходов к выводу из эксплуатации, подходящих для данного реактора и отвечающих требованиям регулирующего органа. Ниже указаны приемлемые подходы к выводу из эксплуатации:

- a) содержание реактора с применением средств защиты в неповрежденном состоянии после извлечения всех тепловыделяющих сборок и изъятия всех легко удаляемых активированных и загрязненных элементов и радиоактивных отходов;
- b) удаление из реактора всего радиоактивного материала и всех съемных активированных и загрязненных элементов и тщательная дезактивация оставшихся конструкций, с тем чтобы можно было дать разрешение на неограниченное использование установки.

8.5. При разработке плана вывода из эксплуатации должны рассматриваться аспекты конструкции реактора, включая аспекты, связанные с особыми трудностями при выводе из эксплуатации. Кроме того, должны рассматриваться все аспекты эксплуатации установки, важные с точки зрения вывода из эксплуатации. К ним относятся любое непреднамеренное радиоактивное загрязнение, удаление которого было отсрочено до вывода реактора из эксплуатации, и любые модификации, которые могли быть не полностью документально оформлены. План вывода из эксплуатации должен включать все этапы до момента полного завершения вывода из эксплуатации, когда безопасность может быть обеспечена при минимальном наблюдении или без него. Эти этапы могут включать хранение и наблюдение, ограниченное и неограниченное использование площадки.

8.6. Процедуры перемещения, демонтажа и удаления экспериментальных устройств и другого облученного оборудования, которые требуют хранения и последующего захоронения/утилизации, должны устанавливаться заблаговременно или как можно раньше, если данное оборудование уже имеется, а такие процедуры отсутствуют.

8.7. Эксплуатирующая организация должна нести ответственность за сохранение знаний о реакторной установке и удержание ключевого персонала в целях облегчения вывода из эксплуатации.

8.8. Должна проводиться оценка последствий для безопасности деятельности в течение переходного периода, если таковой имеется, от окончательного прекращения эксплуатации до утверждения окончательного

плана вывода из эксплуатации, и должны приниматься соответствующие меры, с тем чтобы избежать чрезмерных опасностей и обеспечить безопасность.

9. ВЗАИМОСВЯЗИ МЕЖДУ БЕЗОПАСНОСТЬЮ И ФИЗИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Требование 90. Взаимосвязи между ядерной безопасностью и физической ядерной безопасностью

Взаимосвязи между безопасностью и физической безопасностью исследовательской реакторной установки должны комплексно рассматриваться в течение всего срока службы реактора. Меры безопасности и меры физической безопасности должны разрабатываться и осуществляться таким образом, чтобы они не противоречили друг другу.

9.1. Основы физической ядерной безопасности представлены в документе [18], а рекомендации по обеспечению физической ядерной безопасности в документе [13]. Эксплуатирующая организация при выполнении своих обязанностей, связанных с ее главной ответственностью за обеспечение безопасности, должна в рамках системы менеджмента разработать, внедрить и постоянно осуществлять технические и административные меры по реализации регулирующих требований в отношении взаимосвязей между безопасностью и физической безопасностью, поддержанию координации с государственными учреждениями, занимающимися вопросами безопасности и физической безопасности, и обеспечению наличия надлежащим образом подготовленного персонала, обладающего знаниями и навыками в том, что касается взаимосвязей между безопасностью и физической безопасностью (см. также раздел 4).

9.2. Общие требования безопасности в отношении взаимосвязей между безопасностью и физической безопасностью в областях регулирующего надзора и системы менеджмента установлены соответственно в

GSR Part 1 (Rev. 1) [3] и GSR Part 2 [4]. Эти требования применяются к исследовательским реакторам при надлежащем использовании дифференцированного подхода.

9.3. Эксплуатирующая организация должна на всех стадиях жизненного цикла исследовательского реактора принимать соответствующие меры с целью обеспечения эффективной коммуникации и координации между отдельными лицами, имеющими разные цели и уровень образования, для обеспечения того, чтобы меры безопасности и меры физической безопасности не противоречили друг другу.

9.4. При выборе площадки для исследовательского реактора должны учитываться критерии обеспечения как безопасности, так и физической безопасности. Рекомендации в отношении взаимосвязей между безопасностью и физической безопасностью при выборе площадки и оценке площадки для ядерных установок, включая исследовательские реакторы, изложены в документе [13].

9.5. Взаимосвязи между ядерной безопасностью и физической ядерной безопасностью и гарантиями применительно к проекту исследовательского реактора отражены в требовании 11 (см. также требование 39 о предотвращении несанкционированного доступа).

9.6. Должен быть предусмотрен процесс контроля изменений для обеспечения того, чтобы любые предлагаемые изменения в проекте, включая новые экспериментальные установки, в компоновке исследовательской реакторной установки или в регламентах подвергались оценке с целью проверки того, что они не ставят под угрозу безопасность или физическую безопасность.

9.7. На стадии строительства или во время масштабных модификаций исследовательского реактора доступ на площадку обычно имеет большое число самых разнообразных работников. В этой связи должны быть приняты меры для предотвращения случайного или намеренного появления недостатков, устройств или создания каких-либо угроз, которые могут привести к нарушениям безопасности или радиоактивным выбросам во время эксплуатации и использования реактора.

9.8. На стадии эксплуатации должны приниматься надлежащие меры для обеспечения эффективной координации взаимосвязей между безопасностью и физической безопасностью. Особое внимание

должно уделяться перемещению и хранению топлива и обращению с радиоактивными отходами и отработавшим топливом, аварийной готовности и реагированию (см. GSR Part 7 [6]), процедурам контроля доступа и технологическим регламентам эксплуатации при использовании, техническом обслуживании, периодических испытаниях и инспекциях реактора. Цель разработки этих процедур должна заключаться в обеспечении надлежащей сбалансированности между безопасностью и физической безопасностью. Должны быть созданы специальные механизмы для обеспечения безопасности и физической безопасности топлива в случае продолжительных периодов останова, а для исследовательских реакторов в случае длительного останова.

Добавление I

ОТДЕЛЬНЫЕ ПОСТУЛИРУЕМЫЕ ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

I.1. Ниже приводятся примеры отдельных постулируемых исходных событий для исследовательских реакторов⁴⁹. Для отдельных исследовательских реакторов могут существовать дополнительные постулируемые исходные события в зависимости от конкретных особенностей конструкции:

- a) Потеря источников электроснабжения:
 - потеря нормального электроснабжения⁵⁰.
- b) Ввод избыточной реактивности:
 - критичность при перегрузке или загрузке топлива (вследствие ошибки при вводе топлива);
 - авария при пуске;
 - повреждение регулирующего стержня или удлинителя регулирующего стержня;
 - отказ управляющего привода или системы управляющего привода;
 - отказ других устройств управления реактивностью (например, замедлителя или отражателя);
 - несбалансированные положения стержней;
 - повреждение или разрушение деталей конструкции;
 - впрыск холодной или горячей воды;
 - изменения в замедлителе (например, образование пустот, утечка D₂O в системы с H₂O или утечка H₂O в системы с D₂O);
 - 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;

⁴⁹ Некоторые из перечисленных постулируемых исходных событий не относятся к подкритическим сборкам.

⁵⁰ Хотя потеря нормального электроснабжения не считается исходным событием, необходимо рассмотреть случай потери нормального электроснабжения с последующим отказом аварийного электроснабжения, с тем чтобы убедиться, что в аварийных условиях (например, когда падение напряжения может стать причиной выхода устройств из строя в разное время) последствия такого отказа будут допустимыми.

- ложные сигналы системы управления;
 - удаление поглотителей из теплоносителя или замедлителя.
- с) Потеря расхода:
- отказ главного циркуляционного насоса;
 - снижение расхода теплоносителя в первом контуре (например, из-за отказа клапана или закупоривания трубопровода или теплообменника);
 - последствия неудачного или неправильно выполненного эксперимента;
 - разрыв трубопроводов первого контура, ведущий к потере расхода;
 - закупоривание технологического канала или снижение расхода (например, из-за попадания инородных веществ);
 - неправильное распределение мощности, например вследствие несбалансированного положения стержней во время внутриреакторных экспериментов или загрузки топлива (не соответствующее мощности охлаждения);
 - снижение расхода теплоносителя вследствие байпасирования активной зоны;
 - отклонение давления в системе с выходом за установленные пределы;
 - потеря теплоотвода (например, из-за отказа клапана или насоса либо разрыва в системе).
- d) Потеря теплоносителя:
- разрыв трубопроводов первого контура;
 - повреждение бассейна;
 - опорожнение бассейна;
 - повреждение каналов вывода пучка или других проходок.
- e) Неправильное обращение с оборудованием или компонентами, или их отказ:
- повреждение оболочки тепловыделяющих элементов;
 - механическое повреждение активной зоны или топлива (например, из-за неправильно выполненных действий с топливом, падения транспортного контейнера на топливо);
 - отказ системы аварийного охлаждения активной зоны;
 - неправильное срабатывание системы регулирования мощности реактора;
 - критичность топлива при хранении;
 - отказ средств локализации, включая систему вентиляции;
 - проникновение теплоносителя в топливо при транспортировке или хранении;

- потеря надлежащей биологической защиты или снижение ее уровня;
 - отказ экспериментальной аппаратуры или материала (например, разрыв петли);
 - превышение плотности энерговыделения в топливе.
- f) Особые внутренние события:
- внутренние возгорания или взрывы, в том числе образование внутренних летящих предметов;
 - внутреннее затопление;
 - отказ вспомогательных систем;
 - инциденты, связанные с физической безопасностью;
 - сбои в реакторных экспериментах;
 - несанкционированный доступ лиц к зонам ограниченного доступа;
 - струи жидкости или биение трубопроводов;
 - экзотермические химические реакции;
 - падение тяжелых предметов.
- g) Внешние события:
- землетрясения (в том числе сбросы и оползни сейсмического происхождения);
 - наводнения (в том числе прорыв расположенной выше или ниже по течению плотины, затопление на реке и разрушения, вызванные цунами или высокой волной);
 - торнадо (смерчи) и образовавшиеся в результате них летящие предметы;
 - песчаные бури;
 - ураганы, бури и молнии;
 - тропические циклоны;
 - взрывы;
 - падения самолетов;
 - пожары;
 - разливы токсичных веществ;
 - аварии на транспортных путях (в том числе столкновения со зданием исследовательского реактора);
 - воздействие соседних объектов (например, ядерных установок, химических предприятий и объектов по обращению с отходами);
 - биологические опасности, например микробная коррозия, повреждение конструкции или оборудования грызунами или насекомыми;
 - экстремальные метеорологические явления;
 - электромагнитные помехи (например, от вспышек на солнце);
 - удары молнии;

— скачки мощности или напряжения во внешней линии электроснабжения.

h) Ошибки человека.

Добавление II

АСПЕКТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ, ТРЕБУЮЩИЕ ОСОБОГО РАССМОТРЕНИЯ

II.1. В настоящем добавлении перечисляются аспекты эксплуатации исследовательских реакторов, требующие особого внимания.

УПРАВЛЕНИЕ РЕАКТИВНОСТЬЮ И КРИТИЧНОСТЬЮ

II.2. В конфигурацию активной зоны исследовательских реакторов часто вносятся изменения, предполагающие операции (физическое манипулирование) с такими компонентами, как тепловыделяющие сборки, регулирующие стержни и экспериментальные устройства, многие из которых характеризуются значительной реактивностью. Необходимо следить за тем, чтобы при хранении топлива и загрузке активной зоны значения подкритичности и реактивности никогда не превышали установленных пределов.

БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕПЛОВОГО РЕЖИМА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

II.3. Частые изменения загрузки активной зоны влияют на ядерные и тепловые характеристики активной зоны. Необходимо предусмотреть меры, обеспечивающие в каждом случае правильное определение этих характеристик и их проверку на соответствие действующим условиям безопасности теплового режима до ввода реактора в эксплуатацию.

БЕЗОПАСНОСТЬ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ

II.4. Используемые в исследовательских реакторах экспериментальные устройства в силу своих технических, ядерных или эксплуатационных характеристик могут в значительной мере влиять на безопасность реактора. Необходимо принимать меры, обеспечивающие правильную оценку технических, ядерных и эксплуатационных характеристик экспериментальных устройств с точки зрения последствий для безопасности, а также надлежащее документирование такой оценки.

МОДИФИКАЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

II.5. Исследовательские реакторы и связанные с ними экспериментальные устройства часто модифицируются, с тем чтобы привести их эксплуатационные и экспериментальные возможности в соответствие с меняющимися требованиями в отношении их использования. Особое внимание должно уделяться необходимости обеспечения того, чтобы в отношении каждой модификации проводилась надлежащая оценка, документирование и подготовка отчета с точки зрения возможных последствий для безопасности и чтобы после модификации исследовательского реактора, имеющей существенные последствия для безопасности, его повторный пуск не производился без официального разрешения.

ОПЕРАЦИИ С КОМПОНЕНТАМИ И МАТЕРИАЛАМИ

II.6. В исследовательских реакторах бассейнового типа особенно часто производятся различные операции с компонентами, экспериментальными устройствами и материалом вблизи активной зоны реактора. Необходимо следить за тем, чтобы выполняющие эти операции лица строго соблюдали порядок работы и ограничения, установленные для предотвращения какого бы то ни было ядерного или механического взаимодействия с реактором, сведения к минимуму вероятности закупоривания системы охлаждения топлива из-за неконтролируемого попадания в нее посторонних предметов, а также недопущения радиоактивных выбросов и чрезмерного радиационного облучения.

МЕРЫ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ПРИГЛАШЕННЫХ ЛИЦ

II.7. Приглашенные ученые, стажеры, учащиеся и другие лица, приезжающие на исследовательские реакторы, могут иметь доступ в контролируемые зоны и активно участвовать в эксплуатации или использовании реактора. Для того чтобы приглашенные лица работали в безопасных условиях, их действия не влияли на безопасность реактора и строго соблюдались инструкции по технике безопасности, необходимо предусмотреть соответствующий порядок работы, ограничения и меры контроля.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] ЕВРОПЕЙСКОЕ СООБЩЕСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНАЯ МОРСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ, АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОГРАММА ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Основопологающие принципы безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SF-1, МАГАТЭ, Вена (2007).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-22, IAEA, Vienna (2012).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3 (Rev.1), IAEA, Vienna (2016).
- [6] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).
- [7] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ЕВРОПЕЙСКАЯ КОМИССИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОГРАММА ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Радиационная защита и безопасность источников излучения: международные основные нормы безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 3, МАГАТЭ, Вена (2015).

- [8] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности: терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты, издание 2007 года, МАГАТЭ, Вена (2008).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [11] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Вывод из эксплуатации установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 6, МАГАТЭ, Вена (2015).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev.1), IAEA, Vienna (2016).
- [13] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Рекомендации по физической ядерной безопасности, касающиеся физической защиты ядерных материалов и ядерных установок (INFCIRC/225/Revision 5), Серия изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности, № 13, МАГАТЭ, Вена (2011).
- [14] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов, издание 2012 года, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SSR-6, МАГАТЭ, Вена (2013 год).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-24, IAEA, Vienna (2012).
- [16] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Радиационная защита при профессиональном облучении, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № RS-G-1.1, МАГАТЭ, Вена (1999). (Готовится пересмотренный вариант этой публикации)
- [17] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обращение с радиоактивными отходами перед захоронением, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 5, МАГАТЭ, Вена (2010).
- [18] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Цель и основные элементы государственного режима физической ядерной безопасности, Серия изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности, № 20, МАГАТЭ, Вена (2014).

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, которые связаны с конструкциями, системами и элементами, используемыми для обеспечения безопасности реактора. Функции безопасности будут зависеть от конкретной конструкции реактора. Некоторые функции безопасности не применяются к определенным типам исследовательских реакторов. Функции безопасности – это один из основных элементов дифференциации применения требований к конструкциям, системам и элементам. Необходимо определять функции безопасности, выполняемые каждой конструкцией, системой и элементом. В таблице I-1 представлены некоторые функции безопасности, предназначенные для рассмотрения организацией, эксплуатирующей исследовательский реактор. В случае если выполнение любой из этих функций безопасности на конкретном реакторе не обеспечено, необходимо представлять соответствующее обоснование.

ТАБЛИЦА I-1. НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Узлы, важные для безопасности	Функции безопасности
Здания и сооружения	Создавать барьер, препятствующий неконтролируемому выбросу радиоактивных материалов в окружающую среду Обеспечивать защиту от внешних и внутренних событий для находящихся внутри систем безопасности Обеспечивать защиту от излучений
Активная зона реактора	Сохранять геометрию топлива и необходимый путь потока теплоносителя с целью обеспечения возможности останова и отвода тепла во всех эксплуатационных состояниях реактора и в случае проектных аварий Обеспечивать отрицательную обратную связь по реактивности Обеспечивать средства замедления и регулирования потоков нейтронов

ТАБЛИЦА I-1. НЕКОТОРЫЕ ФУНКЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ (продолжение)

Узлы, важные для безопасности	Функции безопасности
Матрица и оболочка топлива	Создавать барьер, препятствующий выбросу продуктов деления и другого радиоактивного материала из топлива Обеспечивать охлаждаемую конфигурацию топлива
Система регулирования реактивности (в том числе система останова реактора)	Регулировать изменения реактивности в активной зоне реактора для обеспечения того, чтобы реактор мог быть безопасно остановлен, и для обеспечения того, чтобы проектные пределы топлива и другие пределы не превышались в любом эксплуатационном состоянии реактора или в случае проектных аварий
Контур теплоносителя реактора (первый контур)	Обеспечивать надлежащее охлаждение активной зоны и обеспечивать, чтобы указанные пределы для топлива и теплоносителя не превышались в любом эксплуатационном состоянии реактора или в случае проектных аварий
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	Выполнять защитные действия для глушения реактора, охлаждения и удержания радиоактивного материала и для смягчения последствий аварий Управлять блокировками для защиты от эксплуатационных ошибок, если не были выполнены требуемые условия
Другие связанные с безопасностью системы контроля и управления	Удерживать параметры реактора в рамках эксплуатационных пределов без достижения пределов безопасности Обеспечивать получение и предоставление оператору реактора достаточной информации, с тем чтобы можно было легко определить состояние системы защиты реактора и принять правильные меры обеспечения безопасности
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 (продолжение)

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

Приложение II

ОБЗОР ПРИМЕНЕНИЯ ТРЕБОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ К ПОДКРИТИЧЕСКИМ СБОРКАМ

II–1. Существуют различные конструкции, способы эксплуатации и программы утилизации подкритических сборок. Поэтому все важнейшие требования (требования 1-90) могут применяться к подкритическим сборкам с использованием дифференцированного подхода сообразно масштабу потенциальной опасности, связанной с данной установкой. В частности пункт 1.9 гласит: «Каждый случай дифференцированного применения требований должен быть описан с учетом характера и возможной величины опасностей, связанных с конкретной установкой и осуществляемой деятельностью». В пункте 2.17 излагаются факторы, которые необходимо учитывать при принятии решения о том, может ли применение некоторых требований быть дифференцированным.

II–2. Таким образом, способ применения этих требований к подкритическим сборкам большой мощности может отличаться от способа их применения к подкритическим сборкам с низкой потенциальной опасностью. В частности, в отношении подкритических сборок с топливом из природного урана с легководным отражателем или замедлителем применение требований безопасности, в том числе относящихся к процессу лицензирования, может быть в значительной степени дифференцированным (т.е. ввиду пренебрежимо малого радиационного риска, связанного с определенными подкритическими сборками, применение определенных требований может не понадобиться). Из этого следует, что для демонстрации безопасности может быть достаточным национальный процесс выдачи официального разрешения на использование радиоактивного материала, разработанный и применяемый в соответствии с положениями публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 3 «Радиационная защита и безопасность источников излучения: международные основные нормы безопасности» [II–1].

СПРАВОЧНЫЙ МАТЕРИАЛ К ПРИЛОЖЕНИЮ II

[II-1] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ЕВРОПЕЙСКАЯ КОМИССИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОГРАММА ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Радиационная защита и безопасность источников излучения: международные основные нормы безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 3, МАГАТЭ, Вена (2015).

ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Приведенные ниже определения отличаются от определений в Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности: терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты, издание 2007 года, МАГАТЭ, Вена (2008): <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/7648/IAEA-Safety-Glossary>

Пересмотренный Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности издания 2016 года размещен по адресу: <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>

Символ «Ⓢ» обозначает информационное примечание.

контролируемое состояние Состояние реакторной установки после возникновения ожидаемого при эксплуатации события или аварийных условий, в котором может обеспечиваться выполнение фундаментальных функций безопасности и которое может сохраняться в течение периода времени, достаточного для осуществления действий по достижению безопасного состояния.

состояния установки (постулируемые состояния исследовательской реакторной установкой, учитываемые при проектировании)



аварийные условия Отклонения от нормальной эксплуатации, которые являются менее частыми и более тяжелыми, чем ожидаемые при эксплуатации события, и которые включают проектные аварии и запроектные условия.

проектная авария Постулируемая авария, приводящая к возникновению аварийных условий, с учетом которых установка проектируется в соответствии с установленными проектными критериями и консервативной методологией и при которых выбросы радиоактивного материала удерживаются в рамках допустимых пределов.

запроектные условия Постулируемые аварийные условия, которые не учитываются в проектных авариях, но учитываются в процессе проектирования установки в соответствии с методологией улучшенной оценки и при которых выбросы радиоактивного материала удерживаются в рамках допустимых пределов.

① К числу запроектных условий относятся условия, возникающие при событиях без значительного разрушения топлива, и условия с расплавлением активной зоны.

безопасное состояние Состояние реакторной установки после возникновения ожидаемого при эксплуатации события или аварийных условий, в котором реактор становится подкритическим и в течение долгого времени может обеспечиваться и оставаться стабильным выполнение основных функций безопасности.

средство безопасности (для запроектных условий) Узел, который предназначен для выполнения функции безопасности или в котором предусмотрена функция безопасности для запроектных условий.

уставки системы безопасности Уставки уровней, при которых системы безопасности автоматически срабатывают в случае ожидаемых при эксплуатации событий или проектных аварий с целью предотвращения превышения пределов безопасности.

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Abou Yehia, H.	Институт радиационной защиты и ядерной безопасности, Франция
Adams, A.	Комиссия по ядерному регулированию, Соединенные Штаты Америки
Boado Magán, H.	консультант
D’Arcy, A.J.	Южноафриканская ядерно-энергетическая корпорация, Южная Африка
Deitrich, L.W.	консультант
Hargitai, T.	Международное агентство по атомной энергии
Hirshfeld, H.	Комиссия по атомной энергии Израиля, Израиль
Поляков, Д.	Ростехнадзор, Российская Федерация
Sears, D.F.	Международное агентство по атомной энергии
Shokr, A.M.	Международное агентство по атомной энергии



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

№ 25

ЗАКАЗ В СТРАНАХ

В указанных странах платные публикации МАГАТЭ могут быть приобретены у перечисленных ниже поставщиков или в крупных книжных магазинах.

Заказы на бесплатные публикации следует направлять непосредственно в МАГАТЭ. Контактная информация приводится в конце настоящего перечня.

ГЕРМАНИЯ

Goethe Buchhandlung Teubig GmbH

Schweitzer Fachinformationen

Willstätterstrasse 15, 40549 Düsseldorf, GERMANY

Телефон: +49 (0) 211 49 874 015 • Факс: +49 (0) 211 49 874 28

Эл. почта: kundenbetreuung.goethe@schweitzer-online.de • Сайт: www.goethebuch.de

ИНДИЯ

Allied Publishers

1st Floor, Dubash House, 15, J.N. Heredi Marg, Ballard Estate, Mumbai 400001, INDIA

Телефон: +91 22 4212 6930/31/69 • Факс: +91 22 2261 7928

Эл. почта: alliedpl@vsnl.com • Сайт: www.alliedpublishers.com

Bookwell

3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDIA

Телефон: +91 11 2760 1283/4536

Эл. почта: bkwell@nde.vsnl.net.in • Сайт: www.bookwellindia.com

ИТАЛИЯ

Libreria Scientifica "AEIOU"

Via Vincenzo Maria Coronelli 6, 20146 Milan, ITALY

Телефон: +39 02 48 95 45 52 • Факс: +39 02 48 95 45 48

Эл. почта: info@libreriaaeiou.eu • Сайт: www.libreriaaeiou.eu

КАНАДА

Renouf Publishing Co. Ltd

22-1010 Polytek Street, Ottawa, ON K1J 9J1, CANADA

Телефон: +1 613 745 2665 • Факс: +1 643 745 7660

Эл. почта: order@renoufbooks.com • Сайт: www.renoufbooks.com

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA

Тел: +1 800 462 6420 • Факс: +1 800 338 4550

Эл. почта: oorders@rowman.com Сайт: www.rowman.com/bernan

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ

Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

107140, Москва, Малая Красносельская ул, д. 2/8, кор. 5, РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ

Телефон: +7 499 264 00 03 • Факс: +7 499 264 28 59

Эл. почта: secnrs@secnrs.ru • Сайт: www.secnrs.ru

СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA

Тел: +1 800 462 6420 • Факс: +1 800 338 4550

Эл. почта: orders@rowman.com • Сайт: www.rowman.com/bernan

Renouf Publishing Co. Ltd

812 Proctor Avenue, Ogdensburg, NY 13669-2205, USA

Телефон: +1 888 551 7470 • Факс: +1 888 551 7471

Эл. почта: orders@renoufbooks.com • Сайт: www.renoufbooks.com

ФРАНЦИЯ

Form-Edit

5 rue Janssen, PO Box 25, 75921 Paris CEDEX, FRANCE

Телефон: +33 1 42 01 49 49 • Факс: +33 1 42 01 90 90

Эл. почта: formedit@formedit.fr • Сайт: www.form-edit.com

ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА

Suweco CZ, s.r.o.

Sestupná 153/11, 162 00 Prague 6, CZECH REPUBLIC

Телефон: +420 242 459 205 • Факс: +420 284 821 646

Эл. почта: nakup@suweco.cz • Сайт: www.suweco.cz

ЯПОНИЯ

Maruzen-Yushodo Co., Ltd

10-10 Yotsuyasakamachi, Shinjuku-ku, Tokyo 160-0002, JAPAN

Телефон: +81 3 4335 9312 • Факс: +81 3 4335 9364

Эл. почта: bookimport@maruzen.co.jp • Сайт: www.maruzen.co.jp

Заказы на платные и бесплатные публикации можно направлять напрямую по адресу:

Marketing and Sales Unit

International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria

Телефон: +43 1 2600 22529 или 22530 • Факс: +43 1 2600 29302 или +43 1 26007 22529

Эл. почта: sales.publications@iaea.org • Сайт: www.iaea.org/books

Обеспечение безопасности с помощью международных норм

«Обязанность правительств, регулирующих органов и операторов во всем мире – обеспечивать полезное, безопасное и разумное применение ядерных материалов и источников излучения. Нормы безопасности МАГАТЭ предназначены способствовать этому, и я призываю все государства-члены пользоваться ими.»

Юкия Амано
Генеральный директор

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА
ISBN 978-92-0-405017-2
ISSN 1020-5845