

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

Нормы МАГАТЭ по безопасности

для защиты людей и охраны окружающей среды

Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций

Специальное руководство по безопасности
№ SSG-2



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

НОРМЫ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ И ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

НОРМЫ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

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

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

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

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

На этом сайте содержатся тексты опубликованных норм безопасности и проектов норм безопасности на английском языке. Тексты норм безопасности выпускаются на арабском, 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: PO. Box 100, 1400 Vienna, Austria.

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

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

Другие публикации МАГАТЭ по вопросам безопасности выпускаются в качестве **докладов по радиологическим оценкам, докладов ИНСАГ** — Международной группы по ядерной безопасности, **технических докладов** и документов серии **TECDOC**. 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.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ
БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

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

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

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ, № SSG-2

ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

СПЕЦИАЛЬНОЕ РУКОВОДСТВО ПО БЕЗОПАСНОСТИ

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 2014 ГОД

УВЕДОМЛЕНИЕ ОБ АВТОРСКОМ ПРАВЕ

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

Группа маркетинга и сбыта, Издательская секция
Международное агентство по атомной энергии
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
факс: +43 1 2600 29302
тел.: +43 1 2600 22417
эл. почта: sales.publications@iaea.org
веб-сайт: <http://www.iaea.org/books>

© МАГАТЭ, 2014

Отпечатано МАГАТЭ в Австрии
Февраль 2014 года
STI/PUB/1428

ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ
БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ
МАГАТЭ, ВЕНА, 2014
STI/PUB/1428
ISBN 978-92-0-401814-1
ISSN 1020-5845

ПРЕДИСЛОВИЕ

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

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

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

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

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

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

НОРМЫ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

Радиоактивность – это естественное явление, и в окружающей среде присутствуют 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 радиоактивного материала 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 МАГАТЭ по безопасности, которые поддерживают осуществление имеющих обязательную силу международных договорно-правовых документов и функционирование национальных инфраструктур безопасности, являются краеугольным камнем этого глобального режима. Нормы МАГАТЭ по безопасности - это полезный инструмент, с помощью которого договаривающиеся стороны оценивают свою деятельность по выполнению этих конвенций.

НОРМЫ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Статус норм МАГАТЭ по безопасности 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 МАГАТЭ по безопасности 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 относятся к установкам и деятельности, связанным 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 МАГАТЭ по безопасности отражают международный консенсус в отношении того, что составляет высокий уровень безопасности для защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения. Они выпускаются в Серии норм МАГАТЭ по безопасности, которая состоит из документов трех категорий (см. рис. 1).

Основы безопасности

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

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



РИС. 1. Долгосрочная структура Серии норм МАГАТЭ по 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

Руководства по безопасности содержат 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 представлена международная образцовая практика, и они во все большей степени отражают наилучшую практику с целью помочь пользователям достичь высоких уровней безопасности. Рекомендации, содержащиеся в руководствах по безопасности, формулируются с применением глагола “следует”.

ПРИМЕНЕНИЕ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Основные пользователи норм безопасности в государствах – членах МАГАТЭ – это регулирующие и другие соответствующие государственные органы. Кроме того, нормы МАГАТЭ по безопасности 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 МАГАТЭ по безопасности 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 МАГАТЭ по безопасности 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 МАГАТЭ по безопасности, и делают их обязательными для договаривающихся сторон. Нормы МАГАТЭ по безопасности, 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 МАГАТЭ по безопасности, особенно те из них, которые посвящены вопросам планирования или разработки мер по обеспечению безопасности, предназначены, 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 МАГАТЭ по безопасности, в полном объеме соблюдаться не могут. Вопрос о том, как нормы МАГАТЭ по безопасности должны применяться на таких установках, решают сами государства.

Научные соображения, лежащие в основе норм МАГАТЭ по безопасности, 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 МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Подготовкой и рассмотрением норм безопасности занимаются Секретариат МАГАТЭ и четыре комитета по нормам безопасности, охватывающих ядерную безопасность (НУССК), радиационную безопасность (РАССК), безопасность радиоактивных отходов (ВАССК) и безопасную перевозку радиоактивных материалов (ТРАССК), а также Комиссия по нормам безопасности (КНБ), которая осуществляет надзор за программой МАГАТЭ по нормам безопасности (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 МАГАТЭ по безопасности 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 МАГАТЭ по безопасности 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>). Во всех остальных случаях в издании на английском языке слова используются с написанием и значением, приведенными в последнем издании Краткого оксфордского словаря английского языка. Для руководств по безопасности аутентичным текстом является английский вариант.

Общие сведения и соответствующий контекст норм в Серии МАГАТЭ по нормам безопасности, 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.

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ	1
	Общие сведения (1.1–1.10)	1
	Цель (1.11)	3
	Область применения (1.12–1.15)	4
	Структура (1.16)	5
2.	ГРУППИРОВАНИЕ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ И ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ, СВЯЗАННЫХ С СОСТОЯНИЕМ СТАНЦИИ (2.1–2.10)	6
3.	ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ И КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ	9
	Детерминистический анализ безопасности (3.1–3.14)	9
	Критерии приемлемости (3.15–3.22)	15
4.	КОНСЕРВАТИВНЫЙ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ	17
	Консервативный подход (4.1–4.3)	17
	Начальные и граничные условия (4.4–4.6)	18
	Эксплуатационная готовность систем и элементов (4.7–4.9)	18
	Действия оператора (4.10)	19
	Нодализация и моделирование станции (4.11)	20
5.	УЛУЧШЕННАЯ ОЦЕНКА ПЛЮС АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ	20
	Метод улучшенной оценки (5.1–5.14)	20
	Компьютерные коды улучшенной оценки (5.15–5.24)	24
	Анализ чувствительности и анализ неопределенности (5.25–5.34)	26
	Начальные и граничные условия (5.35–5.37)	28
	Эксплуатационная готовность систем: критерий единичного отказа и потеря внешнего источника энергоснабжения (5.38) ..	30
	Нодализация и моделирование станции (5.39)	30

6.	ВЕРИФИКАЦИЯ И ВАЛИДАЦИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ	31
	Управление процессами (6.1–6.8)	31
	План верификации кода и его осуществление (6.9–6.10)	32
	Верификация проекта кода (6.11–6.14)	33
	Верификация исходного кода (6.15–6.17)	33
	Ошибки и корректирующие меры (6.18–6.19)	34
	Валидация кода (6.20–6.41)	34
7.	ВЗАИМОСВЯЗЬ МЕЖДУ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИМ АНАЛИЗОМ БЕЗОПАСНОСТИ И ИНЖЕНЕРНО-ТЕХНИЧЕСКИМИ АСПЕКТАМИ БЕЗОПАСНОСТИ И ВЕРОЯТНОСТНЫМ АНАЛИЗОМ БЕЗОПАСНОСТИ	39
	Взаимосвязь между детерминистическим анализом безопасности и инженерно-техническими аспектами безопасности (7.1–7.12)	39
	Взаимосвязь между детерминистическим и вероятностным анализом безопасности (7.13–7.16)	44
8.	ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ	45
	Области применения (8.1–8.2)	45
	Применение детерминистического анализа безопасности для проектирования атомных электростанций (8.3)	46
	Применение детерминистического анализа безопасности для лицензирования атомных электростанций (8.4–8.8)	47
	Применение детерминистического анализа безопасности для оценки отчетов по обоснованию безопасности (8.9)	48
	Применение детерминистического анализа безопасности при осуществлении модификационных изменений на станции (8.10–8.14)	49
	Применение детерминистического анализа безопасности для анализа эксплуатационных событий (8.15–8.17)	50
	Применение детерминистического анализа безопасности для разработки и валидации аварийных эксплуатационных процедур (8.18–8.20)	51

Применение детерминистического анализа безопасности для разработки руководств по управлению тяжелыми авариями (8.21–8.26)	52
Применение детерминистического анализа безопасности для периодических рассмотрений безопасности (8.27).	53
9. ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ ИСТОЧНИКА ВЫБРОСА ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ И АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЙ	54
Использование параметров источника выброса при проектировании и регулировании (9.1–9.11)	54
Нормальные эксплуатационные состояния (9.12–9.18)	57
Аварийные условия (9.19–9.35)	59
СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ	65
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	67
ОРГАНЫ, УЧАСТВУЮЩИЕ В ОДОБРЕНИИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ.	69

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

1. ВВЕДЕНИЕ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

1.1. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации и руководящие материалы по использованию детерминистического анализа безопасности применительно к атомным электростанциям в соответствии с публикациями по требованиям безопасности МАГАТЭ «Безопасность атомных электростанций: проектирование» [1] и «Оценка безопасности установок и деятельности» [2].

1.2. Осуществляемые разработки по обеспечению стабильной, безопасной и конкурентоспособной эксплуатацию ядерных реакторов тесно связаны с достижениями в анализе безопасности. Детерминистические анализы безопасности для ожидаемых при эксплуатации событий, проектных аварий (ПА) и запроектных аварий (ЗПА), определения которых приводятся в [1] и в Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности [3], являются важными средствами подтверждения адекватности мер по обеспечению безопасности.

1.3. Первоначально в детерминистических анализах безопасности использовались строгие консервативные подходы к ожидаемым при эксплуатации событиям и проектным авариям. В расчетах для получения лицензии использовались консервативные коды с консервативными исходными данными, главным образом из-за трудности моделирования сложных физических явлений на электронных вычислительных машинах с ограниченной производительностью и вследствие недостатка данных. По мере появления новых экспериментальных данных и благодаря успехам, достигнутым в области разработки кодов, в частности, для расчета аварий с потерей теплоносителя (АТП), во многих государствах стал использоваться более реалистический подход с оценкой погрешностей. Такой подход называется методом улучшенной оценки.

1.4. Существует три способа анализа ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, которые позволяют подтвердить выполнение требований безопасности, применяемых в настоящее время при оформлении заявки на получение лицензии:

- 1) использование консервативных компьютерных кодов с консервативными начальными и граничными условиями (консервативный анализ);
- 2) использование компьютерных кодов улучшенной оценки в сочетании с консервативными начальными и граничными условиями (комбинированный анализ);
- 3) использование компьютерных кодов улучшенной оценки с консервативными и/или реалистичными исходными данными, но в сочетании с оценкой неопределенностей в расчетах, с учетом как неопределенностей в исходных данных, так и неопределенностей, связанных с моделями, выполненными с применением кодов улучшенной оценки (анализ методом улучшенной оценки). Для оценки безопасности используется результат, отражающий консервативное решение, но с количественным значением неопределенностей.

1.5. Применительно к запроектным авариям в некоторых государствах используются расчеты методом улучшенной оценки с оценкой неопределенностей, связанных с соответствующими явлениями. Однако для определения мер, которые следует предпринимать для устранения последствий запроектных аварий, анализ неопределенностей обычно не проводится.

1.6. Применение анализа методом улучшенной оценки с оценкой неопределенностей расширяется по следующим причинам:

- a) консервативные предположения могут иногда приводить к прогнозированию некорректного хода событий или нереалистичных временных параметров, или могут исключать некоторые важные физические явления. В результате могут быть упущены составляющие аварийный сценарий последовательности событий, которые важны для оценки безопасности станции;
- b) кроме того, использование консервативного подхода часто не отображает запас до критериев приемлемости (называемых также приемочными критериями), которые применяются в реальности, и которые могут быть приняты во внимание для повышения эксплуатационной гибкости;
- c) метод улучшенной оценки дает более реалистичную информацию о физическом поведении станции, позволяет определить соответствующие параметры безопасности и обеспечивает реалистичное сравнение с критериями приемлемости.

1.7. Для сценариев аварий с большим запасом до критериев приемлемости целесообразно – в целях упрощения и, следовательно, достижения экономии – использовать консервативный анализ (без оценки неопределенностей). В случае сценариев, в которых запас небольшой, необходимо проводить анализ методом улучшенной оценки для количественной оценки консерватизма.

1.8. При анализе ожидаемых при эксплуатации событий использование методом улучшенной оценки вместе с анализом неопределенностей позволяет избежать выбора неоправданно ограничительных пределов и уставок и может обеспечить точную оценку фактических запасов пределов и уставок. Это, в свою очередь, может обеспечить дополнительную эксплуатационную гибкость и привести к сокращению числа ненужных быстрых аварийных остановов реактора или срабатывания защитных систем.

1.9. При внесении изменений, требующих модификации станции (блока), к которым относятся, например, повышение мощности и достижение более глубокого выгорания, продление топливных циклов и сроков службы, необходимо применять комплексный анализ, позволяющий подтвердить соответствие критериям приемлемости. Если планируется комбинация таких изменений, следует соблюдать особые меры предосторожности.

1.10. В настоящем Руководстве по безопасности представлены консервативный подход и метод улучшенной оценки, предназначенные для проведения детерминистического анализа безопасности, и оно содержит рекомендации и руководящие материалы по применению такого анализа.

ЦЕЛЬ

1.11. Целью настоящего Руководства по безопасности является предоставление рекомендаций и инструкций по проведению детерминистического анализа безопасности проектировщикам, эксплуатирующим организациям, регулирующим органам и службам технической поддержки. Оно также содержит рекомендации по применению детерминистического анализа безопасности для:

- а) подтверждения или оценки соответствия регулирующим (нормативным) требованиям;

- b) выявления возможности повышения уровня безопасности и надежности;
- c) достижения повышенной эксплуатационной гибкости атомных электростанций в рамках пределов безопасности.

Эти рекомендации основаны современной надлежащей практике эксплуатации атомных электростанций, а также главным образом на опыте проведения анализа переходных состояний и аварий на атомных электростанциях.

ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

1.12. Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения к атомным электростанциям. Оно посвящено анализу безопасности, который необходимо проводить для подтверждения того, что существующие барьеры могут предотвращать неконтролируемый выброс радиоактивных веществ в окружающую среду во всех состояниях станции ([1], пункты 5.71, 5.72). В нем также рассматриваются способы использования детерминистических методов для проверки надлежащего применения концепции глубокоэшелонированной защиты. Сюда входит подтверждение того, что процесс ядерного деления ядер контролируется и удерживается в проектных пределах и что существует возможность охлаждения активной зоны реакторы и отвода тепла в теплоприемники достаточного объема

1.13. В настоящем Руководстве по безопасности рассматриваются примеры применения детерминистического анализа безопасности для разработки и валидации аварийных эксплуатационных процедур и для определения запасов безопасности при осуществлении модификационных изменений на атомных электростанциях. Кроме того, в нем рассматривается анализ переходных процессов, возникающих на действующих установках, а также анализ, проводимый в целях поддержки мероприятий по управления авариями и планирования аварийной готовности и аварийного реагирования.

1.14. В настоящем Руководстве по безопасности уделяется внимание теплогидравлическому, нейтронно-физическому анализу и анализу параметров источника выброса. Другие типы анализа и расчетов, например, структурно-механический анализ или анализ электрических переходных процессов, являются важными аспектами подтверждения безопасности станции; вместе с тем они не входят в сферу применения настоящего

Руководства по безопасности. Информация по другим типам анализа приводится в специальных технических руководствах.

1.15. Анализы безопасности играют важную роль на протяжении всего срока службы атомной электростанции. Этапы и события в течение жизненного цикла станции, при наступлении которых необходимо использование анализа безопасности, включают:

- a) проектирование;
- b) ввод в эксплуатацию;
- c) эксплуатация и останов;
- d) модификационное изменение проекта или эксплуатации;
- e) периодическое рассмотрение безопасности;
- f) продление срока службы в государствах, в которых лицензии на эксплуатацию выдаются на ограниченный срок.

СТРУКТУРА

1.16. В разделе 2 рассматриваются состояния станции и классификация режимов, которые следует учитывать. Детерминистический анализ безопасности и критерии приемлемости обсуждаются в разделе 3, а в разделе 4 – консервативный детерминистический анализ безопасности. Раздел 5 посвящен анализу методом улучшенной оценки, включая оценку неопределенностей. Вопросы качества анализа компьютерных кодов и их верификация и валидация рассматриваются в разделе 6. В разделе 7 представлены вопросы взаимосвязи детерминистического анализа безопасности с инженерно-техническими аспектами безопасности и вероятностным анализом безопасности. Раздел 8 содержит описание применения детерминистического анализа безопасности. В разделе 9 представлена оценка параметров источника выброса с учетом эксплуатационных состояний и аварийных условий ядерных реакторов.

2. ГРУППИРОВАНИЕ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ И ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ, СВЯЗАННЫХ С СОСТОЯНИЕМ СТАНЦИИ

2.1. Состояния атомных станций классифицируются в [1], как показано в таблице 1. Состояния станции делятся на эксплуатационные состояния и аварийные условия (режимы). Эксплуатационные состояния включают нормальную эксплуатацию, а также ожидаемые при эксплуатации события. Аварийные условия включают режимы в пределах проектных аварий и условия запроектных аварий. В условия запроектной аварии входят условия тяжелой аварии, которые характеризуются как состояния со значительным повреждением активной зоны, в которой, например, начинается плавление компонентов активной зоны.

2.2. Что касается состояний станции, перечисленных в таблице 1, то, как указано в [1], нормальная эксплуатация определяется как эксплуатация в установленных эксплуатационных пределах и условиях. Ожидаемое при эксплуатации событие представляет собой отклонение эксплуатационного процесса от нормального режима, которое, как можно ожидать, произойдет как минимум один раз в течение срока службы установки, но благодаря соответствующим предусмотренным в проекте мерам не нанесет значительного повреждения узлам, важным для безопасности, и не приведет к аварийным условиям (такое отклонение, однако, может привести к быстрому аварийному останову реактора). Проектные аварии – это аварийные условия, с учетом которых проектируется установка в соответствии с установленными проектными критериями и при которых

ТАБЛИЦА 1. СОСТОЯНИЯ СТАНЦИИ [1, 3]

Эксплуатационные состояния		Аварийные условия			
Нормальная эксплуатация	Ожидаемые при эксплуатации события	Проектные аварии		Запроектные аварии	
		a	Проектные аварии	b	Тяжелые аварии
					Управление авариями

^a Аварийные условия, которые прямо не учитываются в проектных авариях, но охватываются ими.

^b Запроектные аварии без значительного повреждения активной зоны.

повреждение топливных элементов и выбросы радиоактивного материала находятся в разрешенных пределах (см. [3]).

2.3. Для всех состояний станции следует составлять полный перечень постулируемых исходных событий (ПИС), обеспечивающий проведение полного анализа поведения станции. Исходное событие – это событие, которое приводит к ожидаемым при эксплуатации событиям или аварийным условиям. Такие события включают ошибки оператора и отказы оборудования (как в пределах, так и за пределами установки), события природного и техногенного происхождения, внутренние или внешние опасности, которые прямо или косвенно создают угрозу для одной или нескольких систем, требующихся для поддержания безопасности станции.

2.4. Для обеспечения охвата всех возможных сценариев аварий следует определить постулируемые исходные события и связанные с ними переходные процессы. При проведении детерминистических анализов безопасности в отношении ожидаемых при эксплуатации событий, проектных аварий и запроектных аварий все постулируемые исходные события и соответствующие переходные процессы следует разделять на категории. Существуют различные наборы критериев для классификации исходных событий и переходных процессов, и каждый набор таких критериев представляет перечень разных событий. Одним из подходов является группирование событий по основным воздействиям, которые могут приводить к повреждению систем безопасности.

2.5. Ожидаемые при эксплуатации события обычно включают прекращение нормальной подачи электроэнергии, отключение турбины, отказ управляющего оборудования и потеря электроснабжения главного циркуляционного насоса.

2.6. Категории постулируемых исходных событий для проектных аварий, как правило, включают следующие переходные процессы:

- a) увеличение или уменьшение отвода тепла от системы охлаждения реактора;
- b) повышение или снижение расхода теплоносителя в системе охлаждения реактора;
- c) аномалии реактивности и распределения мощности;
- d) увеличение или уменьшение запасов теплоносителя первого контура;
- e) выброс радиоактивной среды из подсистемы или элемента.

2.7. Вычислительный анализ всех возможных сценариев проектных аварий не всегда может быть осуществлен на практике. В каждой категории событий следует выбирать допустимое количество граничных случаев, называемых граничными или «огигающими» сценариями. Эти граничные или «огигающие» сценарии следует выбирать таким образом, чтобы они представляли собой максимально возможную угрозу для соответствующих критериев приемлемости и были предельными для эксплуатационных параметров связанного с безопасностью оборудования. В дополнение к проектным авариям обычно анализируются ожидаемые переходные режимы без срабатывания аварийной защиты (ATWS) легководных реакторов. Все шире распространяется и растет потребность проведения анализа и других запроектных аварий.

2.8. При расчете потенциальных выбросов радиоактивных материалов в окружающую среду более эффективным является использование разных групп постулируемых исходных событий и переходных процессов. В частности, следует определять аварийные ситуации, в которых могут выйти из строя основные барьеры, например, защитная оболочка (контеймент), и следует обеспечивать, чтобы проводился анализ таких переходных процессов. Примеры подобных ситуаций включают разрыв трубы парогенератора в качестве постулируемого исходного события или последующих событий, аварии с потерей теплоносителя во вспомогательном корпусе станции и отказы, которые могут возникать, когда защитная оболочка остается открытой во время останова.

2.9. Существует два альтернативных подхода к классификации или группированию постулируемых исходных событий и соответствующих переходных процессов. В настоящее время наиболее распространенным подходом является классификация исходных событий и соответствующих переходных процессов по предполагаемой частоте исходных событий, как указано в таблице 2. Второй подход состоит в классификации событий по частоте возникновения аварийных сценариев. Одним из способов определения частоты возникновения для каждого сценария аварии является проведение вероятностного анализа безопасности. Вероятностный анализ безопасности определяет не только последовательности, которые приводят к повреждению активной зоны, но и часто возникающие последовательности, которые не приводят к повреждению установки, либо приводят к ее ограниченному повреждению.

2.10. Запроектные аварии, включая тяжелые аварии, обычно рассматриваются отдельно в детерминистических анализах безопасности,

хотя некоторые исходные события могут быть идентичны событиям, предусматриваемым для проектных аварий. Полученные результаты позволяют определить необходимые меры для предотвращения тяжелых аварий и ослабления (смягчения) радиологических последствий в случае возникновения таких аварий.

3. ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ И КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ

ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

3.1. Анализ безопасности – это аналитическая оценка физических явлений, возникающих на атомных электростанциях, которая позволяет продемонстрировать выполнение требований по безопасности в отношении всех постулируемых исходных событий, которые могут возникать в широком диапазоне эксплуатационных состояний установки, включая разные уровни эксплуатационной готовности систем безопасности, например, требование по обеспечению целостности барьеров против выбросов радиоактивного материала и другие различные критерии приемлемости. Существуют два основных типа анализа безопасности: детерминистический анализ безопасности и вероятностный анализ безопасности.

3.2. Детерминистический анализ безопасности, выполняемые для атомной электростанции, позволяют прогнозировать реакцию на постулируемые исходные события. При его применении применяется определенный ряд правил и критериев приемлемости. Как правило, особое внимание в нем следует уделять нейтронно-физическим, термогидравлическим, радиологическим, тепломеханическим и структурным аспектам, которые часто анализируются с помощью различных вычислительных средств. Обычно расчеты проводятся применительно к заранее определенным режимам работы и эксплуатационным состояниям, и рассматриваемые события включают ожидаемые переходные процессы, постулируемые аварии, выбранные запроектные аварии и тяжелые аварии с повреждением активной зоны. Результаты расчетов представляют собой пространственно-временные зависимости различных физических параметров (например, нейтронного потока, тепловой мощности реактора, давления, температуры, расхода и скорости теплоносителя первого контура, напряжений в конструкционных материалах, физического и химического состава,

концентрации радионуклидов) или дозы облучения персонала или населения в случае оценки радиологических последствий.

3.3. Для характеристики детерминистического анализа безопасности, проводимого для целей проектирования, следует применять консервативные предположения (допущения) и граничный анализ. Это обеспечивается в

ТАБЛИЦА 2. ВОЗМОЖНОЕ ПОДРАЗДЕЛЕНИЕ ПОСТУЛИРУЕМЫХ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ

Частота (1/реакторо-год)	Характеристики	Состояние станции	Описание	Критерии приемлемости
10 ⁻² -1 (ожидается на протяжении всего жизненного цикла станции)	Ожидаемые	Ожидаемые при эксплуатации события	Ожидаемые переходные процессы, переходные режимы, частые неисправности, инциденты умеренной частоты, нештатные ситуации, ненормальные условия	Без дополнительного повреждения топлива
10 ⁻⁴ -10 ⁻² (вероятность выше, чем 1 % на протяжении всего жизненного цикла станции)	Возможные	Проектные аварии	Нечастые инциденты, нечастые неисправности, предельные неисправности, условия аварийных ситуаций	Без радиологического воздействия, или без радиологического воздействия за пределами закрытой зоны
10 ⁻⁶ -10 ⁻⁴ (вероятность ниже, чем 1 % на протяжении всего жизненного цикла станции)	Маловероятные	Запроектные аварии	Неисправное состояние	Радиологические последствия вне закрытой зоны в установленных пределах
<10 ⁻⁶ (возникновение весьма маловероятно)	Весьма маловероятные	Тяжелые аварии	Неисправное состояние	Требуется аварийное реагирование

ходе итеративного процесса на стадии проектирования, когда для каждой группы постулируемых исходных событий и последовательностей событий определяются предельные случаи с минимальным запасом до критериев приемлемости. При определении предельного случая для какого-либо переходного процесса или процессов следует принимать во внимание последовательные отказы, вызываемые исходным событием (внутренним или внешним).

3.4. Кроме того, для начальных и граничных условий следует использовать соответствующий набор консервативных или основанных на улучшенной оценке допущений. Следует также включать ограниченное число одновременных независимых отказов (включая ошибку оператора). Однако частота возникновения значительно сокращается по мере учета каждого одновременного независимого отказа. Следует анализировать только те сочетания переходных состояний, частота возникновения которых остается в пределах проектных основ.

3.5. Временной интервал любого анализируемого сценария следует устанавливать таким, чтобы он продолжался до того момента, пока станция (установка) не достигнет безопасного и стабильного конечного состояния. Следует определить, что именно понимается под безопасным и стабильным конечным состоянием. В некоторых случаях предполагается, что безопасное и стабильное конечное состояние достигается, когда не оголена активная зона и установлен постоянный отвод тепла из активной зоны, и при этом поддерживается ее подкритичность с заданным запасом. Вместе с тем анализ безопасности может также применяться к мероприятиям по безопасному удалению топливных элементов из активной зоны и их хранению в охлажденном состоянии.

3.6. В некоторых подходах учитываются определенные критерии приемлемости для каждой группы постулируемых исходных событий и соответствующих переходных процессов, рассмотренных в разделе 2, а также эксплуатационная готовность систем и начальные состояния станции.

3.7. В целях гарантирования адекватной степени глубокоэшелонированной защиты следует анализировать все механизмы нарушения (отказов) различных барьеров. В детерминистическом анализе безопасности следует также учитывать некоторые предельные отказы (например, аварии с потерей теплоносителя через большой разрыв – так называемую «большую течь», разрывы второго контура, выброс стержня в реакторах с водой под давлением, или падение стержня в кипящих реактора), и такие отказы нельзя

исключать исходя из низкой частоты их возникновения. В то же время для лучшего определения некоторых требований к конструкциям, системам и элементам в анализе методом улучшенной оценки можно использовать критерий «течь перед разрывом». Другие соображения относятся к риск-информированному регулированию и включают необходимость более точного определения требований, связанных с применением критерия единичного отказа¹ и с потерей внешнего источника энергоснабжения после аварии с потерей теплоносителя.

3.8. При проектировании следует использовать консервативные предположения и граничный анализ (см. пункт 3.3), однако для оценки развития аварий и их последствий следует проводить более реалистичский анализ по причинам, указанным в п. 1.6. Для разработки аварийных процедур и анализа запроектных аварий, включая тяжелые аварии, некоторые государства используют методы и коды улучшенной оценки. Чтобы понять, какие действия следует предпринять для предупреждения плавления активной зоны, следует установить область неопределенностей, связанных с соответствующими явлениями. Анализ неопределенностей не всегда практически осуществим или даже возможен, и его не обязательно проводить при определении мер, требующихся для ослабления (смягчения) последствий запроектных аварий.

3.9. В таблице 3 представлены различные варианты выполнения детерминистических анализов безопасности. Вариант 1 – это консервативный подход:

- a) применяется консервативный код, поскольку он предназначен для получения пессимистических результатов;
- b) предполагается, что выбранные начальные и граничные условия, включая время, которое должен иметь оператор для выполнения определенных действий, имеют пессимистические значения;
- c) не принимаются никакие допущения в отношении не связанного с системами безопасности оборудования за исключением случаев, когда такой подход является консервативным;

¹ Единичный отказ – это отказ, который приводит к потере способности системы или элемента выполнять предназначенные им функции безопасности, а также любые последующие отказы, являющиеся результатом этого. Критерий единичного отказа – это критерий (или требование), применяемый к системе, чтобы она обязательно сохраняла способность выполнять свою функцию в случае любого единичного отказа.

- d) предполагается самый тяжелый единичный отказ систем безопасности, предназначенных для ослабления последствий аварии.

3.10. Вариант 2 в настоящее время используется во многих государствах для анализа безопасности установок; в этом варианте вместо консервативного кода применяется компьютерный код улучшенной оценки. При этом в отношении эксплуатационной готовности систем применяются консервативные начальные и граничные условия, а также консервативные предположения. Консервативные начальные и граничные условия следует использовать для обеспечения того, чтобы все неопределенности, связанные с расчетными моделями кодов и параметрами станциями, имели ограниченный характер. Для полного анализа требуется сочетание валидации кода, консерватизма данных и анализа чувствительности.

ТАБЛИЦА 3. ВАРИАНТЫ СОЧЕТАНИЯ КОМПЬЮТЕРНОГО КОДА И ИСХОДНЫХ ДАННЫХ

Вариант	Компьютерный код	Эксплуатационная готовность систем	Начальные и граничные условия
1. Консервативный	Консервативный	Консервативные допущения	Консервативные исходные данные
2. Комбинированный	Улучшенная оценка	Консервативные допущения	Консервативные исходные данные
3. Улучшенная оценка	Улучшенная оценка	Консервативные допущения	Реалистичные условия плюс неопределенности; частично наиболее неблагоприятные условия ^a
4. Риск-информированный подход	Улучшенная оценка	На основе вероятностного анализа безопасности	Реалистичные исходные данные с неопределенностями ^a

^a Реалистичные исходные данные используются только в том случае, если известны неопределенности или их вероятностные распределения. Для параметров, в отношении которых невозможно количественно оценить неопределенности с высоким уровнем доверия, следует использовать консервативные значения.

3.11. Вариант 3 позволяет использовать в кодах модели улучшенной оценки вместо консервативных моделей, а также более реалистичные исходные и граничные условия. При этом следует устанавливать неопределенности, чтобы можно было оценить неопределенность в вычисленных результатах. Следует обеспечивать высокую вероятность того, критерии приемлемости не будут превышены (см. раздел 5). Неопределенности, связанные с

использованием компьютерного кода улучшенной оценки, и реалистические предположения, касающиеся начальных и граничных условий, следует статистически объединять. Следует учитывать любую зависимость между неопределенностями, если они присутствуют. Кроме того, следует проверять реалистичность диапазона параметров. Следует проводить анализ чувствительности, в особенности для обнаружения порогового эффекта².

3.12. В принципе варианты 2 и 3, представленные в таблице 3, являются анализом совершенно разного типа. На практике, однако, часто применяется сочетание вариантов 2 и 3. Это объясняется тем, что, когда имеется большое количество данных, тенденция сводится к использованию реалистические исходные данные, и если таких данных не достаточно, то применяются консервативные исходные данные. Разница между этими двумя вариантами состоит в статистическом объединении неопределенностей. В вариантах 1, 2 и 3 применяются консервативные предположения (допущения) относительно эксплуатационной готовности систем безопасности и управления. Согласно действующей в настоящее время практике, критерии приемлемости определяются частотой возникновения исходных событий.

3.13. Варианты 1 и 2 более подробно рассматриваются в разделе 4. Пояснения к варианту 3 представлены в разделе 5.

3.14. Вариант 4 пока еще широко не применяется. Он включает проведение реалистического анализа на основе вероятностного анализа безопасности с целью количественной оценки эксплуатационной готовности систем, значимых для безопасности, и успешности мер по ослаблению последствий. Вариант 4 также может применяться в связи с риск-информированным принятием решений и как средство для проверки детерминистических расчетов проектных основ. При этом не предполагается, что данный метод будет частью процесса риск-информированного принятия решений.

² Пороговый эффект применительно к атомной электростанции – это сильно отличающийся от нормального режим поведения станции, к которому приводит резкий переход от одного состояния станции к другому после небольшого отклонения одного из параметров станции; и, таким образом, резкое значительное изменение условий на станции в ответ на небольшое изменение входного сигнала.

КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ

3.15. Основные (базовые) критерии приемлемости обычно определяются как пределы и условия, устанавливаемые регулирующим органом, и их цель состоит в достижении соответствующего уровня безопасности. Эти критерии дополняются другими требованиями, так называемыми критериями приемлемости (приемочными критериями), для обеспечения глубокоэшелонированной защиты, например, посредством предупреждения последующих отказов первого контура во время аварии.

3.16. Для подтверждения безопасности станции следует обеспечивать, чтобы выполнялись следующие основные критерии приемлемости:

- a) индивидуальные и коллективные дозы облучения персонала и населения необходимо удерживать в предписанных (установленных) пределах и на разумно (практически) достижимом низком уровне во всех эксплуатационных состояниях путем обеспечения ослабления (смягчения) радиологических последствий любых аварий (см. [1], пункт 2.4);
- b) следует поддерживать целостность барьеров, препятствующих выбросу радиоактивного материала (т.е. самих топливных элементов, оболочек тепловыделяющих элементов, системы теплоносителя первого и/или второго контура, первичной и/или вторичной защитной оболочки) в зависимости от категорий состояний станции с учетом аварий, во время которых требуется их целостность;
- c) следует обеспечивать функциональные возможности систем, а также персонала, предназначенных для выполнения функции безопасности прямо или косвенно, в случае аварии, при которой требуется выполнение такой функции безопасности;
- d) в некоторых проектах требуется практически полностью исключать возможность крупных выбросов радиоактивных веществ на ранней стадии.

3.17. Следует обеспечивать, чтобы основные критерии приемлемости, такие как критерии дозы облучения, соответствовали частоте возникновения исходных событий или последовательности событий в зависимости от принятого подхода.

3.18. Критерии приемлемости следует устанавливать для всего диапазона эксплуатационных состояний и аварийных условий. Критерии приемлемости могут быть связаны с частотой события. Для часто

возникающих событий, таких как ожидаемые при эксплуатации события, следует устанавливать более ограничительные критерии приемлемости, чем критерии, устанавливаемые для менее частых событий, таких как проектные аварии.

3.19. Критерии приемлемости следует устанавливать в виде параметра или параметров, которые непосредственно определяют физические процессы, влияющие на целостность барьера. Существует, однако, общепринятая инженерно-техническая практика использования «суррогатных» параметров для установления критерия приемлемости, гарантирующего целостность барьера, если его значение не будет превышено. К примерам суррогатных параметров относятся максимальная температура оболочки тепловыделяющего элемента, запас до кризиса пузырькового кипения или рост энтальпии топливных таблеток. При определении этих критериев приемлемости следует применять достаточно высокую степень консерватизма, чтобы гарантировать, что существует достаточный запас безопасности вне границ критерия приемлемости с учетом неопределенностей.

3.20. Все связанные с безопасностью конструкции, системы или элементы следует подвергать оценке для подтверждения того, что они будут выполнять проектную функцию в случае проектной аварии. В дополнение к подтверждению соответствия критериев приемлемости суррогатным параметрам следует показывать, что для каждого связанного с безопасностью элемента критерии приемлемости также выполняются. Например, в случае аварии с потерей теплоносителя через малый разрыв («малая течь») следует подтверждать, что проектные критерии в отношении дизельных насосов не превышаются. Соответствие критерию единичного отказа следует оценивать по мере возможности для каждой системы безопасности станции. Единичный отказ следует всегда включать в предельный случай при рассмотрении критерия приемлемости применительно к системам безопасности. Типичные критерии приемлемости включают:

- a) числовые пределы значений расчетных параметров (например, максимальная температура оболочки тепловыделяющего элемента, окисление оболочки тепловыделяющего элемента);
- b) условия состояний станции во время и после аварии (например, ограничения мощности в зависимости от расхода теплоносителя через активную зону, достижение длительного безопасного состояния);
- c) требования в отношении рабочих характеристик конструкций, систем и элементов (например, расход впрыска);

- d) требования в отношении действий оператора с учетом определенной аварийной обстановки (например, надежность системы аварийной сигнализации и обитаемость пунктов управления).

3.21. Соблюдение критериев приемлемости следует всегда подтверждать при подаче заявок на получение лицензии.

3.22. Критерии приемлемости для проектных аварий можно дополнять критериями, относящимися к тяжелым авариям. Они, как правило, включают частоту повреждений активной зоны, предупреждение последующего повреждения защитной оболочки, частоту крупных выбросов на ранней стадии, вероятность сценариев, требующих принятия аварийных мер за пределами площадки, ограничение выбросов конкретных радионуклидов, таких как ^{137}Cs , пределы дозы и/или риски для людей, подвергшихся наибольшему облучению.

4. КОНСЕРВАТИВНЫЙ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

КОНСЕРВАТИВНЫЙ ПОДХОД

4.1. В консервативном подходе обычно любому параметру, который выбирается для анализа, следует присваивать значение, приводящее к неблагоприятному результату в отношении определенных критериев приемлемости. Применение концепции консервативных методов начиналось на раннем этапе развития практики анализа безопасности с целью учета неопределенностей, обусловленных ограниченными возможностями моделирования и недостатком знаний физических явлений, а также для упрощения такого анализа.

4.2. В традиционном консервативном анализе предполагаемые режимы (условия) установки и используемые физические модели выбираются консервативно. Причина заключается в том, что такой подход может продемонстрировать, что вычисленные параметры безопасности находятся в рамках критериев приемлемости, а также гарантировать, что никакой другой переходный процесс этой же категории не выйдет за пределы критериев приемлемости. Этот метод относится к варианту 1, представленному в

таблице 3. Вариант 2 также рассматривается как консервативный подход, см. пункт 3.10.

4.3. Вместе с тем как в варианте 1, так и в варианте 2 следует также подтверждать, что вычисленные результаты являются консервативными для каждого случая. Для обеспечения адекватности консерватизма этих результатов следует оценивать взаимосвязь между уставками срабатывания соответствующих систем безопасности или систем управления станции.

НАЧАЛЬНЫЕ И ГРАНИЧНЫЕ УСЛОВИЯ

4.4. Начальные условия – это предполагаемые значения параметров станции в начале анализируемого переходного процесса. Примеры этих параметров включают уровень мощности реактора, распределение мощности, давление, температура и расход в первом контуре.

4.5. Граничные условия – это предполагаемые значения параметров в течение переходного процесса. Примеры граничных условий включают условия, возникающие в связи со срабатыванием систем безопасности, например, насосов и источников питания, приводящие к изменениям расхода, внешних источников питания и механизмов поглощения энергии и массы и других параметров в течение переходного процесса.

4.6. Для консервативных расчетов начальным и граничным условиям следует задавать значения, позволяющие в результате получить консервативные данные в отношении параметров безопасности, которые будут сравниваться с критериями приемлемости. Один набор консервативных значений для начальных и граничных условий не всегда может дать консервативные результаты по каждому параметру безопасности. Следовательно, для каждого начального и граничного условия в зависимости от определенного переходного режима и соответствующего критерия приемлемости следует выбирать соответствующий уровень консерватизма.

ЭКСПЛУАТАЦИОННАЯ ГОТОВНОСТЬ СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ

4.7. В консервативном анализе при определении эксплуатационной готовности систем и элементов следует применять критерий единичного отказа. Согласно этому критерию системы безопасности должны быть

способны выполнять заданные функции при возникновении любого единичного отказа. Следует предполагать, что в системах или элементах может произойти отказ, который окажет сильнейшее негативное воздействие на расчетный параметр безопасности.

4.8. Все отказы по общей причине и последующие (инициированные) отказы, связанные с постулируемым исходным событием, следует также включать в анализ в дополнение к единичным отказам. Более того, следует учитывать эксплуатационную неготовность в связи с текущим техническим обслуживанием, если это допускается в эксплуатационных процедурах (регламентах) станции (см. пункт 5.37 в [1]).

4.9. Кроме постулируемого исходного события в надлежащих случаях при анализе проектных аварий следует учитывать ситуацию, связанную с потерей внешнего источника энергоснабжения. Для таких случаев следует принимать допущение, что на запас до критерия приемлемости оказывается максимальное негативное воздействие. Аналогичным образом следует предположить, что оборудование, не аттестованное для определенных аварийных условий, выйдет из строя, исключая случаи, когда его непрерывная работа приводит к более неблагоприятным условиям. При проведении анализа следует учитывать отказ систем управления, а также задержки в срабатывании систем защиты и систем безопасности. Применительно к таким системам следует рассматривать вопрос, не приведет ли их непрерывная работа к более неблагоприятным условиям, чем эксплуатационная неготовность.

ДЕЙСТВИЯ ОПЕРАТОРА

4.10. При проектировании не следует учитывать действия оператора по ограничению развития проектной аварии в течение определенного времени. В порядке исключения в проекте могут учитываться некоторые действия оператора на ранней стадии, но в таких случаях время реагирования должно быть консервативным и полностью обоснованным. В отношении хронологии действий оператора следует принимать консервативные допущения. Следует предполагать, что в большинстве случаев оператор будет предпринимать послеаварийные восстановительные меры.

НОДАЛИЗАЦИЯ И МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАНЦИИ

4.11. В некоторых случаях решения, принимаемые исполнителем, могут влиять на результаты консервативного анализа, например, при определении числа и структуры используемых ячеек. Такое влияние исполнителя может быть особенно существенным в случае консервативного анализа, результаты которого невозможно сравнить с данными установки или экспериментальными данными. Для ограничения такого влияния следует строго соблюдать процедуры, требования документации кода и руководства пользователя. Процедуры включают такие вопросы, как способ компиляции исходных данных и средства выбора соответствующих моделей в коде (см. раздел 6).

5. УЛУЧШЕННАЯ ОЦЕНКА ПЛЮС АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ

МЕТОД УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ

5.1. Консервативные гипотезы были введены в практику на ранней стадии развития анализа безопасности для учета неопределенностей, существовавших в 1970-х годах. С тех пор было проведено большое количество экспериментальных исследований в области термогидравлики, которые существенно расширили базу знаний, а благодаря разработке компьютерных кодов появилась возможность получить вычисленные значения методом моделирования, которые более точно соответствуют экспериментальным данным.

5.2. Использование консервативной методологии может быть настолько консервативным, что некоторые важные аспекты безопасности могут становиться завуалированными. Например, допущение относительно высокого уровня мощности в активной зоне может привести к высоким уровням пароводяной смеси в активной зоне в случае постулированной аварии с потерей теплоносителя через малый разрыв. В результате расчетная максимальная температура оболочки тепловыделяющего элемента может оказаться не такой консервативной. Другой пример: предположение, что снижение межфазного касательного напряжения для воды и пара может привести к повышению температуры оболочки в верхней области активной зоны, является консервативным. Тем не менее данное

консервативное допущение приводит к оптимистичной оценке времени перегрузки/повторного залива активной зоны, так как представляется, что в системе первого контура воды больше, чем на самом деле. В случаях, когда реалистический анализ может показать, что происходит вуалирование важных аспектов безопасности, консервативные расчеты, проводимые для получения лицензии, следует дополнять анализом с применением метода улучшенной оценки без анализа неопределенностей, чтобы важные аспекты безопасности не были скрыты в ходе консервативного анализа.

5.3. Кроме того, консервативный метод часто может не показывать запас до критериев приемлемости, которые на самом деле можно использовать для достижения большей эксплуатационной гибкости.

5.4. Для преодоления этих недостатков представляется целесообразным использовать метод улучшенной оценки вместе с анализом неопределенностей, позволяющий сопоставлять результаты расчетов с критериями приемлемости. Такой анализ называется методом улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей (BEPUE). Метод улучшенной оценки обеспечивает получение более реалистичной информации о физическом поведении реактора, выявление наиболее важных аспектов безопасности, а также получение информации об имеющемся резерве, который создает разница между результатами расчетов и критериями приемлемости. Метод улучшенной оценки можно использовать для анализа аварийных сценариев, в которых запас до критериев приемлемости не очень велик. В случае сценариев с большим запасом до критериев приемлемости целесообразнее использовать консервативный анализ без детальной оценки неопределенностей.

5.5. При проведении анализа методом улучшенной оценки следует использовать код улучшенной оценки (см. ниже) или другие инструментальные средства, реалистично описывающие поведение физических процессов в элементе или системе. Для этого требуется достаточное количество данных, чтобы при моделировании можно было учесть все важные явления или ограничить их влияние (см. пункт 5.9). Следует обеспечивать, чтобы учет всех важных явлений при моделировании или ограничение их влияния предусматривались в программе валидации (см. раздел 6).

5.6. Поскольку результаты расчетов с помощью кода улучшенной оценки не ограничивают экспериментальные данные, коды улучшенной оценки не предназначены для получения консервативных результатов.

Неопределенности в результатах, получаемые в связи с неизбежными приближениями при моделировании, поэтому следует оценивать количественно, используя экспериментальные данные. В ряде государств применяется метод улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей (BERUE), т.е. третий вариант, указанный в таблице 3. Этот метод особенно важен, когда значения параметров безопасности приближаются к критериям приемлемости, например 1200°C для максимальной температуры оболочки в реакторе с водой под давлением. В таких случаях оценка неопределенностей на основе одного расчета, который выбирается экспертом для ограничения неопределенностей при моделировании с помощью данного кода, может оказаться недостаточной.

5.7. В варианте 3 используется сочетание компьютерного кода улучшенной оценки и реалистических допущений для начальных и граничных условий. Такой подход следует основывать на статистически комбинированных неопределенностях для режимов станции и моделей кода, чтобы можно было с определенной высокой вероятностью установить, что расчетные результаты не превышают критерии приемлемости. Обычно требуется гарантировать, что установленные критерии приемлемости не будут превышены с вероятностью 95% и выше. Вероятность 100% (т.е. абсолютная уверенность) невозможна, так выполняться может лишь ограниченное количество расчетов. Уровень вероятности 95% устанавливается в соответствии со стандартной инженерной практикой в вопросах нормативного регулирования. Однако, согласно некоторым национальным нормам, в отношении непревышения принятых критериев приемлемости может устанавливаться другой уровень вероятности.

5.8. Некоторые параметры, такие как запас до кризиса пузырькового кипения в ядерных реакторах с водой под давлением или запас до кризиса теплообмена в кипящих реакторах, считаются допустимыми на уровне вероятности 95%. Можно применять методики, в которых используются иные уровни доверительной вероятности, например, уровень доверительной вероятности 95% с учетом возможной ошибки выборки в связи с тем, что выполняется ограниченное количество расчетов.

5.9. Неопределенность в параметрах, связанная с результатами применения кода, можно определить для каждого анализируемого события с помощью таблицы идентификации и ранжирования явлений (PIRT). Это процесс, в котором несколько экспертов выполняют соответствующие оценки с целью ранжирования важности различных явлений применительно к рассматриваемым сценариям. Такое ранжирование позволяет определить

наиболее важные явления, в случае которых должна гарантироваться пригодность кода, и его следует основывать в максимально возможной степени на имеющихся данных. Для оценки общей неопределенности важные параметры следует варьировать в произвольном порядке в соответствии с их вероятностным распределением. Аналогичный процесс можно использовать для оценки применимости компьютерного кода или вычислительного средства при моделировании отобранного события.

5.10. Для каждого события, для анализа которого применяется компьютерный код или соответствующая методология, следует разрабатывать специальную таблицу идентификации и ранжирования явлений. Аварии разного типа, например, аварии с потерей теплоносителя через большой разрыв, аварии с потерей теплоносителя через малый разрыв и переходные процессы, происходят в результате различных явлений, и соответственно для каждого явления требуется собственная таблица идентификации и ранжирования явлений.

5.11. Альтернативой полной зависимости от мнения экспертов при выполнении анализа с использованием таблицы идентификации и ранжирования явлений является статистический метод. Использование статистических методов для получения информации о ранжировании параметров находит все более широкое распространение.

5.12. Методы для количественной оценки неопределенностей апробированы и используются для целей лицензирования, а также в исследованиях по безопасности реакторов.

5.13. Для ограничения влияния исполнителя на результаты при выполнении анализа методом улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей, а также при проведении консервативного анализа следует руководствоваться процедурами, документацией кодов и руководствами для пользователя. Валидация кода и принцип разнообразия (неодинаковости) также позволяют обеспечить защиту от влияния исполнителя, см. раздел 6.

5.14. В случае тяжелых аварий, помимо демонстрации соответствия критериям приемлемости, следует проводить оценку аварийных процедур для оператора и руководств по управлению тяжелыми авариями. В таких оценках следует рассматривать возможность использования всех систем и элементов, доступных для ослабления последствий аварии, и они должны основываться на наилучших имеющихся знаниях. Некоторые регулирующие органы требуют, чтобы лицензиат подтверждал, что

критерий выбросов при тяжелой аварии соблюдается при допущении, что оператор не предпринимает какие-либо действия в течение определенного периода времени.

КОМПЬЮТЕРНЫЕ КОДЫ УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ

5.15. В расчетах методом улучшенной оценки моделирование применяется для реалистичного описания физических процессов, возникающих на атомной электростанции. Основным условием при использовании метода улучшенной оценки является наличие компьютерных кодов, которые можно применять для реалистичного моделирования важных явлений и воспроизведения поведения систем станции. Коды, рассчитанные на эти требования, называются компьютерными кодами улучшенной оценки.

5.16. Компьютерные коды улучшенной оценки имеют различные квалификационные уровни, вследствие, например, разных уровней доступности экспериментальных или эксплуатационных данных и разной степени независимой оценки таких данных. Поэтому для обеспечения достоверности при использовании вычислительных средств и компьютерных кодов улучшенной оценки требуется обширная база данных. Результаты, полученные путем применения таких кодов, следует сравнивать с данными, содержащимися в базе данных. Это позволит установить неопределенности, связанные с расчетами методом улучшенной оценки.

5.17. Для анализа методом улучшенной оценки существуют следующие классы кодов:

- a) коды теплогидравлического расчета систем;
- b) коды для расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны;
- c) специальные коды для расчета элементов или явлений;
- d) коды вычислительной гидрогазодинамики;
- e) объединенные коды.

5.18. К кодам для теплогидравлического расчета систем относятся компьютерные коды (вычислительные средства), которые способны моделировать даже по отдельности первый контур, сопряжение со вторым контуром, защитной оболочки или системы локализации и другие стационарные системы, важные для безопасности.

5.19. Коды для расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны включают вычислительные средства, разработанные для выполнения детальных расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны, включая расчеты нейтронного потока; детальные расчеты распределения мощности (в двухмерной или трехмерной геометрии); расчеты критичности, долгосрочного выгорания топлива, управления топливом и перегрузки топлива.

5.20. Специальные коды для расчета элементов и явлений включают вычислительные средства, специально предназначенные для оценки установившегося режима или переходного состояния элементов ядерной паропроизводящей установки, например: тепловыделяющих элементов, активной зоны реактора, насосов, клапанов или теплообменников; или для оценки отдельных явлений, таких как критический тепловой поток, разогрев топлива после скачков реактивности, динамические нагрузки на элементы, связанные с разрывами и волной давления.

5.21. Коды вычислительной гидрогазодинамики используются для решения уравнений сохранения массы, момента и энергии для различных сред с высоким уровнем детализации. Эти коды обычно используются для моделирования многокомпонентного распределения и смешанных явлений. Хотя эти коды первоначально были разработаны для моделирования однофазного потока в неядерных применениях, имеется множество примеров их использования в анализах безопасности. В настоящее время ведутся разработки по включению в коды вычислительной гидрогазодинамики режимов двухфазного потока.

5.22. Объединенные коды включают вычислительные средства, которые образуются путем объединенной системы кодов, относящихся к двум или более классам. Примерами объединенных кодов являются коды, в которых трехмерная модель нейтронная кинетика объединена с термогидравликой систем, а также коды расчета тепловых ударов под давлением, сочетающие термогидравлику, анализ напряжений и механику разрушения.

5.23. Все типы вычислительных средств, представленных в пункте 5.17, можно использовать для исследования интересующих вопросов и получения результатов методом улучшенной оценки на этапе лицензирования. Метод улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей применяется в полном объеме для оценки критериев приемлемости применительно к системе аварийного охлаждения активной зоны реактора после проектных аварий и для оценки запасов по тепловой нагрузке активной зоны.

5.24. Следует обеспечивать качество кодов улучшенной оценки при их использовании для лицензирования. Валидация и верификация являются важными этапами в оценке вычислительного метода. Эти коды являются первичными средствами определения точности вычислительных симуляций, см. раздел 6.

АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ И АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ

5.25. Анализ чувствительности включает систематическое изменение отдельных исходных переменных кода и отдельных параметров, которые используются в моделях для определения их влияния на результаты вычислений.

5.26. Анализ неопределенности следует выполнять с целью учета неопределенностей в моделях кода, в модели станции и в станционных данных, включая неопределенности в измерениях и калибровке, при анализе каждого отдельного события. Общую неопределенность в расчетах следует определять путем объединения неопределенностей, связанных с каждым набором исходных данных. Следует также учитывать результаты количественного определения эффекта масштабирования применительно к экспериментальной макету и фактическим размерам станции.

5.27. Неопределенности могут быть двух типов: эпистемические неопределенности и алеаторные неопределенности; следует различать эти два типа и рассматривать их отдельно.

5.28. Эпистемическая неопределенность возникает вследствие неполноты знаний или информации. Неопределенные параметры имеют определенное, но не точно известное значение. Более того, в любой модели или в анализе физических явлений принимаются упрощения и допущения. Даже в случае относительно простой ситуации в модель могут быть не включены некоторые аспекты, считающиеся неважными. Таким образом, упрощения способствуют возникновению эпистемической неопределенности в дополнение к неопределенности, связанной с соответствующими знаниями на данный момент.

5.29. Эпистемическая неопределенность рассматривается непосредственно в ходе анализа неопределенности и анализа чувствительности результатов, полученных при использовании детерминированных и вероятностных вычислительных моделей. С помощью таких анализов количественно

оценивается неопределенность, связанная с результатом расчетов, и устанавливаются основные причины (источники) такой неопределенности.

5.30. Алеаторная неопределенность отражает непредсказуемые случайные события в работе системы и ее компонентов и соответствующие значения параметров станции (например, давление и температура первого контура). Примером является случайный отказ оборудования. Переменные, зависящие от алеаторной неопределенности, случайны по своему характеру. Алеаторная неопределенность учитывается в вероятностном анализе безопасности с целью количественной оценки «вероятности возникновения» отказа в системе; т.е. вероятностного выражения надежности системы. Алеаторная неопределенность также применяется при оценке действий персонала.

5.31. Методы анализа неопределенности (см. 4]) включают:

- a) использование сочетания экспертной оценки, статистических методов и анализа чувствительности;
- b) использование масштабированных экспериментальных данных;
- c) использование расчетов граничных сценариев.

5.32. При подготовке к лицензированию анализ чувствительности выполняется с целью определения условий, которые могут привести к наименьшему запасу до критериев приемлемости. Соответственно анализ неопределенности следует выполнять для определения наиболее ограничительных условий.

5.33. Обычно при выполнении анализа безопасности используется большое количество параметров, что добавляет неопределенность в результаты расчетов. Большинство методов количественной оценки неопределенностей в результатах базируется на определении исходных параметров, считающихся неопределенными. Определив диапазон и распределение возможных значений параметров модели, можно получить количественную оценку неопределенностей в исходных данных. Если это невозможно, следует использовать консервативные значения. Это следует делать в отношении каждого явления, которое является важным для данного анализа.

5.34. Оценка неопределенностей является важным элементом использования расчетов методом улучшенной оценки для понимания аварийных сценариев. Необходимость количественной оценки неопределенностей в прогнозах, сделанных с использованием компьютерных кодов, обусловлена неизбежными приближениями, выполняемыми в процессе моделирования,

а также в связи с тем, что величина исходных параметров достоверно не известна. Неопределенности в результатах следует всегда учитывать, если для детерминистического анализа используется метод улучшенной оценки. В такую оценку неопределенностей следует включать неопределенности, возникающие в связи с использованием моделей и численных методов. Комбинированный эффект неопределенностей этих двух видов можно оценивать путем применения экспериментальных данных или сравнения с валидированными кодами; см. раздел 6.

НАЧАЛЬНЫЕ И ГРАНИЧНЫЕ УСЛОВИЯ

5.35. Исходную модель станции следует использовать для определения состояния начальных и граничных условий станции, а также эксплуатационной готовности и производительности оборудования. Эти условия включают начальную мощность, производительность насоса, время срабатывания клапанов и функционирование систем управления. При проведении анализа следует учитывать неопределенности, связанные с начальными и граничными условиями и с характеристиками и производительностью оборудования. Допускается ограничивать изменчивость, принимаемую в расчет, путем установления консервативных пределов для начальных и граничных условий. Ограничение изменчивости консервативными пределами – это один из способов, в котором неопределенности разного типа, а именно эпистемические неопределенности и алеаторные неопределенности, не сочетаются, см. пункты 5.27-5.30.

5.36. В детерминистическом анализе безопасности следует использовать максимальные предельные начальные условия, которые можно ожидать на протяжении жизненного цикла станции, и обычно они основываются на анализе чувствительности. В качестве примера ниже представлены начальные условия для анализа безопасности в случае аварии с потерей теплоносителя. При использовании метода улучшенной оценки могут также применяться следующие неблагоприятные детерминистические условия:

- a) наиболее неблагоприятный единичный отказ;
- b) эксплуатационная неготовность в связи с профилактическим техобслуживанием во время работы; если она допускается, то это следует включать в анализ;
- c) наиболее неблагоприятное расположение разрыва;

- d) диапазон размеров разрыва, приводящего к максимальной температуре оболочки тепловыделяющего элемента или другим предельным значениям соответствующих параметров безопасности, сравниваемых с критериями приемлемости;
- e) диапазон продольных трещин в самых крупных трубах, приводящих к максимальной температуре оболочки тепловыделяющего элемента или другим предельным значениям соответствующих параметров безопасности, сравниваемых с критериями приемлемости; область максимальной продольной трещины в два раза превышает поперечное сечение трубы;
- f) диапазон размеров разрывов, который следует выбирать достаточно широким, чтобы реакция системы в зависимости от размера разрыва определялась таким образом, чтобы можно было надежно исключить необоснованные результаты в любой точке диапазона разрыва; для такого диапазона размеры разрывов следует оценивать с достаточно небольшими приращениями, чтобы можно было определить тренды и максимальные значения интересующих переменных, связанных с безопасностью;
- g) потеря внешнего источника энергоснабжения;
- h) начальная мощность в активной зоне, которую следует определять для самых неблагоприятных условий и значений, могущих возникнуть при нормальной эксплуатации, с учетом уставок контроля интегральной мощности и плотности энерговыделения;
- i) консервативные значения для коэффициентов обратной связи по реактивности;
- j) время топливного цикла (т.е. начало цикла, конец цикла, выгорание);
- k) значения теплогидравлических параметров, таких как давление, температура, расход, уровни воды в первом и во втором контуре, которые за минимальный период времени приводят к оголению активной зоны;
- l) температурные режимы конечного поглотителя тепла;
- m) предполагается заедание стержня, оказывающего максимальное влияние на реактивность (в некоторых конструкциях реакторов).

5.37. Начальные условия, которые не могут возникнуть в сочетании, не следует рассматривать при выполнении реалистического анализа. Например, предельное остаточное тепловыделение и предельные коэффициенты отклонения от максимально допустимого значения физически не могут возникать одновременно. В консервативном анализе предельные значения комбинируются. При проведении реалистического анализа можно использовать соответствующую комбинацию остаточного

тепловыделения и коэффициента отклонения от максимально допустимого значения.

ЭКСПЛУАТАЦИОННАЯ ГОТОВНОСТЬ СИСТЕМ: КРИТЕРИЙ ЕДИНИЧНОГО ОТКАЗА И ПОТЕРЯ ВНЕШНЕГО ИСТОЧНИКА ЭНЕРГОСНАБЖЕНИЯ

5.38. Требования лицензирования в отношении эксплуатационной готовности систем должны быть одинаковыми, независимо от того, какой метод используется – консервативный метод или метод улучшенной оценки. Эти требования лицензирования рассматриваются в разделе 4. В настоящее время в анализе проектных аварий принимается критерий «наиболее неблагоприятного единичного отказа» и предположение одновременной потери внешнего источника энергоснабжения. Ввиду постоянного усовершенствования методов реалистического анализа эти традиционные допущения могут не всегда применяться в будущем; например, критерий самого неблагоприятного единичного отказа может потерять свою целесообразность при наличии вероятностных аргументов в отношении эксплуатационной готовности систем. Это будет определяться риск-информированным анализом безопасности (т.е. на основе информации о рисках) с использованием варианта 4, указанного в таблице 3, и не относится к области применения настоящего Руководства по безопасности.

НОДАЛИЗАЦИЯ И МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАНЦИИ

5.39. Следует обеспечивать, чтобы нодализация была достаточно детализированной и отражала все важные явления сценария и все важные проектные характеристики атомной электростанции, являющейся объектом анализа. Для различных сценариев могут требоваться разные наборы исходных данных. При выполнении анализа для атомной электростанции следует, насколько это возможно, использовать метод нодализации, при котором достигается соответствие с экспериментальными данными для данного сценария. Если для оценки компьютерного кода используются масштабированные тесты, то для проведения испытаний и полномасштабного анализа установки следует обеспечивать последовательную реализацию концепции нодализации. При нодализации следует проводить достаточный анализ чувствительности, позволяющий гарантировать, что расчетные результаты не будут иметь ошибочных отклонений.

6. ВЕРИФИКАЦИЯ И ВАЛИДАЦИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

УПРАВЛЕНИЕ ПРОЦЕССАМИ

6.1. Следует обеспечивать управление в отношении всех видов деятельности, влияющих на качество компьютерных кодов. Для этого необходимы процедуры, предназначенные для обеспечения качества программных средств [5, 6]. Следует использовать наилучшую практику в области программного обеспечения, применимую к разработке и применению программного обеспечения, важного для безопасности. В частности, следует вводить в действие формализованные процедуры и инструкции для всего жизненного цикла кода, включая его разработку, верификацию и валидацию, а также его непрерывное обслуживание, обращая при этом особое внимание на составление отчетов об ошибках и их корректировку.

6.2. Разработчикам кодов следует обеспечивать, чтобы выполнялись все запланированные и систематические действия, необходимые для обеспечения уверенности в том, что код соответствует функциональным требованиям. В этих процедурах, как минимум, следует предусматривать контроль за разработкой, контроль документации, конфигурацию кода и тестирование, а также устранение недостатков.

6.3. Следует применять соответствующие процедуры для обеспечения корректного выполнения кодом всех предписанных функций и исключения выполнения непредусмотренных функций.

6.4. Необходимые мероприятия можно подразделить на следующие категории:

- a) подготовка и обновление руководств по кодам для разработчиков и пользователей;
- b) верификация и валидация и подготовка соответствующей документации;
- c) отчеты об ошибках и устранение недостатков и подготовка соответствующей документации;
- d) приемочные тесты, установка кода и обновление руководств по кодам;
- e) управление конфигурацией;
- f) управление интерфейсами.

6.5. Чтобы минимизировать ошибки человека при разработке кода, в процессе разработки, верификации и валидации следует привлекать к работе только специалистов соответствующей квалификации. Аналогичным образом в организациях пользователя для работы с кодами следует допускать исключительно персонал, обладающий соответствующей квалификацией.

6.6. Следует обеспечивать, чтобы управления качеством (менеджмент качества) при разработке кодов было независимым от разработчиков кодов. Следует проводить аудиты процесса разработки кодов. В организациях пользователя также следует проводить аудиты для обеспечения корректного ввода в эксплуатацию и использования кода.

6.7. Если для выполнения некоторых задач по разработке, верификации или валидации кода привлекается сторонняя организация, то для обеспечения качества в сторонней организации следует организовывать контроль за выполнением таких задач. Головной организации следует рассматривать действия, выполняемые сторонней организацией, и проводить аудит их реализации.

6.8. При разработке новых версий кодов следует проводить симуляцию установленного набора тестовых примеров. Такие симуляции следует выполнять в надлежащих случаях как разработчикам, так и пользователям кодов.

ПЛАН ВЕРИФИКАЦИИ КОДА И ЕГО ОСУЩЕСТВЛЕНИЕ

6.9. План верификации кода следует готовить на ранней стадии разработки кода. Предпочтительно это следует делать при составлении функциональных требований к коду. В такой план следует включать цели, подходы, тестирование, график и схемы организации и управления. Планы следует пересматривать и обновлять по мере необходимости.

6.10. Верификацию следует поручать разработчикам кодов. Иногда желательно проводить независимую верификацию, и ее следует соответственно предусматривать. Результаты всех работ по верификации следует фиксировать в соответствующей документации и хранить в рамках системы управления качеством (менеджмента качества).

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОЕКТА КОДА

6.11. Верификацию проекта кода следует выполнять для подтверждения соответствия кода проектным требованиям. В целом следует обеспечивать, чтобы верификация проекта кода подтверждала, что численные методы, преобразование числовых уравнений в числовую схему решений, а также пользовательские варианты и их ограничения соответствующим образом реализуются согласно проектным требованиям.

6.12. Верификацию проекта кода следует проводить посредством экспертизы, проверок и аудита. Для проведения экспертизы и проверок следует предусматривать контрольные списки. Для обеспечения качества следует проводить соответствующий аудит выбранных элементов.

6.13. В верификацию проекта кода следует включать рассмотрение проектной концепции, базовой логики, блок-схем, численных методов, алгоритмов и вычислительной среды. Если код работает на аппаратной или программной платформе, отличающейся от платформы, на которой осуществляется процесс верификации, следует проводить оценку достоверности верификации.

6.14. Проект кода может предусматривать интеграцию или объединение различных кодов. В таких случаях в ходе верификации следует подтверждать, что связи и/или сопряжения (интерфейсы) между кодами разработаны корректно и реализуются в соответствии с требованиями проекта.

ВЕРИФИКАЦИЯ ИСХОДНОГО КОДА

6.15. Верификацию исходного кода следует проводить для демонстрации соответствия стандартам программирования и языка, а также соответствия логики кода проектным спецификациям.

6.16. Основные инструменты верификации исходного кода включают экспертизу (оценку), проверки и аудит. Для проведения экспертизы и проверок следует предусматривать контрольные списки. Когда это практически возможно, следует проводить сравнения с независимыми расчетами, которые позволяют подтвердить корректность математических операций. Для обеспечения качества следует проводить соответствующий аудит выбранных элементов.

6.17. Иногда практически невозможно проводить экспертизу и проверки всего кода из-за его большого размера. В таких случаях следует проводить верификацию отдельных модулей или частей кодов, при этом следует выполнять тщательные проверки всех интерфейсов между модулями.

ОШИБКИ И КОРРЕКТИРУЮЩИЕ МЕРЫ

6.18. Ошибка – это несоответствие кода или ее документации проектным требованиям. Все ошибки должны фиксировать в соответствующих отчетах, и следует обеспечивать их устранение разработчиком кода.

6.19. Следует обеспечивать, чтобы отслеживание ошибок и составление отчетов о статусе их устранения были непрерывным процессом, являющимся частью обслуживания кода. Следует проводить оценку влияния таких ошибок на результаты расчетов, ранее проведенных и использованных для анализа безопасности станции.

ВАЛИДАЦИЯ КОДА

Процесс валидации

6.20. Валидацию следует проводить применительно ко всем компьютерным кодам, используемым для детерминистического анализа безопасности атомных электростанций. Цель валидации (также именуемой аттестацией или оценкой пригодности кода) заключается в том, чтобы обеспечить уверенность в том, что данный код способен реалистично или консервативно рассчитывать значения параметров безопасности или других интересующих параметров. Следует обеспечивать также, чтобы валидация позволяла определять точность, с которой могут быть вычислены значения параметров.

6.21. Основные источники информации, которые следует использовать для оценки качества расчетов (прогнозов) компьютерного кода, включают аналитические решения, экспериментальные данные, переходные процессы атомной электростанции и бенчмаркинг-расчеты (межкодовые сравнения).

6.22. В случае комплексного анализа процесс валидации следует проводить в два этапа: это – этап разработки, в ходе которого оценка выполняется

разработчиком кода, и этап независимой оценки, на котором оценка выполняется сторонним лицом, независимым от разработчика кода. Оба этапа необходимы для обеспечения адекватной оценки. По мере возможности данные, используемые для независимой валидации кода, и данные, используемые разработчиками кода для его валидации, следует получать из разных экспериментов.

6.23. В идеальном случае в процесс валидации следует включать четыре различных типа тестов:

- 1) *Базовые тесты.* *Базовые тесты* – это простые тестовые примеры, которые могут непосредственно относиться к атомной электростанции. Для этих тестов можно использовать аналитические решения, или же корреляции или данные, полученные экспериментальным путем.
- 2) *Тесты по оценке отдельных явлений.* В ходе таких тестов рассматриваются особые явления, которые могут возникать на атомной электростанции, но не рассматриваются другие явления, которые могут возникать одновременно. В идеальном случае тесты по оценке отдельных явлений следует проводить в натуральном масштабе. При отсутствии аналитических решений или экспериментальных данных для определения достоверного решения можно использовать другие коды, которые, как известно, точно моделируют ограниченные физические явления, представляемые в тестовом примере.
- 3) *Интегральные тесты.* Интегральные тесты – это тестовые примеры, которые непосредственно связаны с атомной электростанцией. Воспроизводятся все или большая часть физических процессов. Однако эти тесты можно проводить в сокращенном объеме, можно использовать материалы-заменители или проводить испытания на низком давлении.
- 4) *Тесты на уровне атомной электростанции и эксплуатационные переходные состояния.* Тесты на уровне атомной электростанции проводятся на данной атомной электростанции. Валидация в процессе эксплуатационных переходных состояний вместе с тестами на атомной электростанции являются важными средствами количественной оценки модели установки.

6.24. В идеальном случае следует обеспечивать, чтобы валидационные тесты охватывали весь диапазон значений параметров, условий и физических процессов, которые должен охватывать данный код.

6.25. Следует обеспечивать, чтобы объем независимой валидации, проводимой пользователем кода, соответствовал назначению кода и диапазону имеющихся экспериментальных данных. Объем валидации следует также определять с учетом сложности кода и сложности физических явлений, которые он воспроизводит. Пользователю кода следует оценивать точность результатов вычислений.

6.26. В случае сложных задач для валидации кода следует разрабатывать валидационную матрицу, так как код может прогнозировать один набор тестовых данных с высокой степенью точности, но в отношении других наборов данных этот код может быть весьма неточным.

6.27. В валидационную матрицу следует включать тестовые данные, полученные на различных экспериментальных установках и с применением различных наборов условий на данной установке, и в идеальном случае в нее следует включать базовые тесты, тесты по оценке отдельных явлений, интегральные тесты и тесты на уровне атомной электростанции. При отсутствии достаточных данных полномасштабных экспериментов следует использовать данные экспериментов в уменьшенном масштабе с должным учетом масштабирования. Количество и выбор тестов в матрице следует обосновывать как достаточные для предполагаемого применения кода.

6.28. Диапазон достоверности и ограничения компьютерного кода, которые устанавливаются в результате валидации, следует отражать в отчете по выполнению валидации, и в лицензионной документации следует делать ссылку на этот отчет. Пользователи кода, однако, могут проводить дополнительную валидацию, позволяющую продемонстрировать, что код соответствует данному конкретному применению.

Оценка валидационных расчетов

6.29. Результаты валидации следует использовать для оценки неопределенности результатов, полученных в ходе вычислений с помощью данного кода. При оценке неопределенности кода следует минимизировать влияние исполнителя. Оценка неопределенности результатов, полученных на основании валидационных тестовых расчетов, может производиться различными методами.

6.30. Для точечных данных разницу между значениями, вычисленными с использованием кодов и экспериментальных данных, можно определить непосредственно или – в случае набора экспериментальных

данных – путем использования концепции среднего значения и дисперсии. Для времязависимых данных следует, как минимум, проводить качественную оценку неопределенности.

6.31. В результате валидации следует устанавливать неопределенность кода и диапазон валидации, которые следует учитывать в любых результатах расчетов при выполнении анализа безопасности.

6.32. Следует продемонстрировать, что консервативный код ограничивает экспериментальные данные и неопределенности, связанные с моделями компьютерных кодов. Результат расчета с применением консервативного кода должен быть всегда ближе к критерию приемлемости, чем реалистическое значение. Реалистическое значение может быть получено на основании экспериментальных результатов с учетом неопределенностей или на базе улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей.

Оценка пригодности исходных данных

6.33. Исходные данные для компьютерного кода включают некоторую форму модели, представляющей всю или часть атомной электростанции. Обычно существует некоторая степень гибкости в способе моделирования или нодализации станции. Следует обеспечивать, чтобы исходные данные, используемые для проведения расчетов в рамках анализа безопасности, соответствовали рекомендациям по наилучшей практике использования компьютерного кода (изложенной в руководстве пользователя) и подвергались независимой проверке. В качестве исходных данных следует использовать компиляцию информации, которую можно найти на исполнительных и технических чертежах, в инструкциях по эксплуатации, процедурах, перечнях уставок, на графических характеристиках насосов, технологических схемах, схемах контрольно-измерительных приборов, схемах систем управления и т.п.

6.34. Пользователям, готовящим исходные данные для моделирования валидационных тестов, следует иметь надлежащую квалификацию и пользоваться всеми имеющимися руководствами. В число этих руководств входят руководство пользователя по данному коду, типовые руководства по наилучшей практике для кода данного типа и рекомендации более опытных пользователей.

6.35. Часто сам процесс валидации позволяет определить наилучшую практику. Она может включать схемы нодализации, варианты

моделирования, методы решений и выбор плотности ячеек. Рекомендации по наилучшей практике, выработанные в процессе валидации, следует использовать при создании наборов исходных данных для проведения расчетов в рамках анализа безопасности.

Использование баз экспериментальных данных

6.36. Хотя валидационные тесты можно использовать для сравнения полученных с помощью кода результатов с аналитическими решениями или иногда с результатами, полученными с помощью других кодов, большинство валидационных тестов следует основывать на экспериментальных данных. Из этого следует, что неопределенность в коде прямо связана с неопределенностью в экспериментальных данных. Поэтому следует проявлять осторожность при планировании экспериментов и обеспечивать, чтобы, насколько это возможно, измеренные данные соответствовали целям валидации кода.

6.37. При планировании экспериментов и использования инструментальных средств следует учитывать параметры безопасности, которые в конечном итоге будут вычисляться с применением кода.

6.38. В целях учета при валидации кода условий, максимально приближенных к условиям атомной электростанции, следует обеспечивать применение надлежащих граничных и начальных условий тестов. Следует учитывать правила масштабирования. Приведенную к определенному масштабу экспериментальную установку нельзя использовать для воспроизведения всех явлений, связанных с полномасштабной установкой. Таким образом, для каждой масштабированной установки, используемой в процессе оценки, следует определять воспроизводимые корректно явления и явления, которые воспроизводятся некорректно. Воздействие явлений, которые воспроизводятся некорректно, следует просчитывать другими способами.

6.39. Неопределенности в экспериментальных данных следует отражать в документации экспериментов. При проведении валидации на основе экспериментальных данных следует учитывать погрешности в измерениях при определении неопределенности компьютерного кода.

Роль бенчмаркинга

6.40. Бенчмаркинг (сравнительный анализ) – это проведение межкодовых сравнений, которые можно использовать для целей валидации при условии, что как минимум один из кодов прошел валидацию.

6.41. Когда это возможно, пользователям следует проводить симуляцию валидационных тестов без предварительно полученных экспериментальных результатов с целью исключения преднамеренной подстройки вычислений с помощью кода для достижения лучшего согласования с экспериментальными данными.

7. ВЗАИМОСВЯЗЬ МЕЖДУ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИМ АНАЛИЗОМ БЕЗОПАСНОСТИ И ИНЖЕНЕРНО-ТЕХНИЧЕСКИМИ АСПЕКТАМИ БЕЗОПАСНОСТИ И ВЕРОЯТНОСТНЫМ АНАЛИЗОМ БЕЗОПАСНОСТИ

ВЗАИМОСВЯЗЬ МЕЖДУ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИМ АНАЛИЗОМ БЕЗОПАСНОСТИ И ИНЖЕНЕРНО-ТЕХНИЧЕСКИМИ АСПЕКТАМИ БЕЗОПАСНОСТИ

7.1. Основным элементом анализа безопасности атомной электростанции является подтверждение адекватности глубокоэшелонированной защиты, и детерминистические анализы безопасности играют важную роль в этой подтверждении. Согласно принципу 8, пункт 3.32 в [7], «Глубокоэшелонированная защита предусматривается благодаря соответствующему сочетанию:

- эффективной системы управления с твердой решимостью руководства обеспечить безопасности и укоренившейся (сильной) культурой безопасности;
- надлежащего выбора площадки и внедрения передовых проектных и инженерно-технических средств, обеспечивающих запас, разнообразие (неодинаковость) и избыточность (резервирование) в области безопасности...;
- всеобъемлющих процедур и практик эксплуатации и деятельности и процедур управления авариями».

7.2. Второй подпункт выше включает «посредством использования: соответствующего сочетания внутренне присущих и инженерно-технических средств безопасности» ([7], пункт 3.32) «за счет сочетания ряда последовательных и независимых уровней защиты, только после отказа которых население и окружающая среда могут быть подвергнуты вредному воздействию. Если происходит отказ одного уровня защиты или преодоление одного барьера, имеются последующие уровень или барьер» ([7], пункт 3.31). Таким образом, необходимо устанавливать различные сценарии аварий, в которых может возникать угроза для каждого барьера. Задача детерминистического анализа безопасности состоит в том, чтобы продемонстрировать, что при нормальных условиях эксплуатации и аварийных условиях сохраняется достаточное количество барьеров. Следует обеспечивать, чтобы анализируемые переходные процессы в условиях нормальной эксплуатации и аварийные сценарии были граничными сценариями в рамках каждого диапазона частот их возникновения, см. раздел 2. Их следует учитывать при разработке барьеров и других конструкций, систем и элементов безопасности. При определении сценариев аварий, подлежащих анализу, следует учитывать возможные внутренние и внешние исходные события. В число этих исходных событий следует включать события, которые могут создавать угрозу для барьеров, локализирующих выход радиоактивных продуктов деления, и которые могут влиять на работу систем, предназначенных для выполнения функции по обеспечению безопасности при всех условиях эксплуатации. Такие возможные внутренние и внешние исходные события часто называются постулируемыми исходными событиями. В анализах безопасности следует рассматривать как начальные условия все режимы работы станции (на полной мощности, на низкой мощности, горячий и холодный останов и т.д.).

7.3. Для определения постулируемых исходных событий следует применять изложенный ниже подход, включающий следующие примеры:

- а) Определение всех механизмов нарушения барьеров:
 - i) Топливо: распухание, растрескивание, расщепление (фрагментация), плавление, рассеяние;
 - ii) Оболочка тепловыделяющего элемента: термомеханическое напряжение, механическое взаимодействие между оболочками гранулированного топлива; вздутие, тепловой удар;
 - iii) Первый контур системы охлаждения реактора: горячая и холодная переопрессовка, протечки и разрывы, тепловой удар под давлением, последствия разрыва высокоэнергетических труб; кумулятивные влияния (влияния струи), например,

- динамическое биение (концов) трубопровода; нарушение изоляции, трещинообразование, байпасирование барьера системы теплоносителя;
 - iv) Защитная оболочка: избыточное давление (или пониженное давление в случае некоторых конструкций водо-водяных энергетических реакторов), последствия разрыва высокоэнергетических труб; действие реактивных струй, например, динамическое биение трубопровода, нарушение изоляции, байпасирование защитной оболочки;
 - v) Вторичная защитная оболочка, если предусмотрена: ударные нагрузки, байпасирование защитной оболочки, нарушение изоляции.
- b) Определение всех процессов, которые могут привести к инициированию механизмов отказа:
- i) Тепловая перегрузка: расхолаживание, вывод и/или ввод стержней, быстрое разбавление борной кислоты, падения стержня;
 - ii) Механические нагрузки: гидравлический удар, сейсмические воздействия;
 - iii) Несоответствие режимов нагрузки и теплоносителя: снижение расхода или запасов, увеличение теплового потока, нагрев теплоносителя, снижение давления;
 - iv) Развитие трещин: термическая усталость, коррозия;
 - v) Избыточное давление: увеличение топливной загрузки (горячее и холодное состояние), расширение топливной загрузки.
- c) Группирование этих процессов посредством феноменологии:
- i) Увеличение и/или уменьшение теплоотвода системой второго контура;
 - ii) Сокращение потока в системе охлаждения реактора;
 - iii) Аномалии реактивности и распределения мощности;
 - iv) Увеличение или уменьшение запасов теплоносителя реактора;
 - v) Выброс радиоактивного материала из подсистемы или элемента.
- d) Идентификация сценариев для каждой из указанных выше групп, например:
- i) Увеличение теплоотвода системой второго контура;
 - снижение температуры питательной воды;
 - повышение температуры питательной воды;
 - увеличение расхода пара;
 - произвольное открытие выпускного или предохранительного клапана парогенератора;

- нарушение трубопровода системы пара внутри и снаружи защитной оболочки.
- е) Постулируемые исходные события, которые приводят к указанным выше сценариям, таким как:
 - i) Увеличение расхода пара;
 - открытие базопасного клапана;
 - увеличение потребности в расходе.
 - ii) Снижение температуры питательной воды;
 - байпас подогревателя;
 - снижение производительности в системе подогрева (приток воздуха, низкий расход пара).
- ф) Определение первоначальной причины:
 - i) Внутренние события;
 - отказы конструкций, систем или элементов, включая создавшиеся опасности, летящие предметы (осколки), пожар;
 - ошибки при эксплуатации и обслуживании: недействующие системы безопасности.
 - ii) Внешние события, включая возможные сочетания:
 - природные явления: землетрясения, наводнение, ветры, оползни;
 - события техногенного характера: падение самолета, события в других отраслях промышленности;
 - возможные комбинации: землетрясение и наводнение; пожар и наводнение.

7.4. В качестве основы для детерминистического анализа безопасности следует проводить комплексный функциональный анализ. Требования, предъявляемые к каждой системе безопасности и ее обеспечивающим системам в отношении выполнения функций безопасности, включая их надежность, а также классификацию безопасности, следует устанавливать в соответствии с требованиями по обеспечению глубокоэшелонированной защиты.

7.5. Для определения адекватности принятых исходных и граничных условий следует проводить тщательный анализ процесса, связывающего между собой первоначальную причину, все последующие отказы и само исходное событие. Например, электрическое короткое замыкание в распределительном устройстве может привести к нарушению работы сети станции, в результате которого могут отключиться некоторые системы безопасности, требуемые для защиты от потери внешнего энергоснабжения.

7.6. Для демонстрации адекватности запасов безопасности в случае возникновения проектных аварий следует проводить расчеты для каждой категории постулируемых исходных событий. Регулирующие (нормативные) требования, устанавливающие частоту и/или дозовые пределы для проектных аварий, могут допускать отказ некоторых барьеров в случае не часто возникающих аварий при условии, что уровень любого выброса радиоактивного материала в окружающую среду будет допустимо низким. Примером может служить нарушение оболочки твэлов в результате аварии с потерей теплоносителя через большую течь.

7.7. При наличии критериев приемлемости для запроектных аварий, включая тяжелые аварии, следует подтверждать, что уровень последствий будет допустимо низким.

7.8. В детерминистическом анализе следует учитывать резервирование, которое предусматривается в конструкции систем безопасности и обеспечивающих систем, предназначенных для предотвращения, ограничения или ослабления последствий исходного события. Также следует учитывать независимость, неодинаковость и физическое разделение, предусмотренные в проекте для исключения возможных отказов по общей причине.

7.9. Период временной неработоспособности систем, допускаемый в расчетах, следует устанавливать на основании заданного времени для проведения работ по техническому обслуживанию и ремонта.

7.10. В случае каждого модификационного изменения установки, которое может повлиять на безопасность, следует проводить анализ для подтверждения соответствия критериям приемлемости.

7.11. В процессе такого анализа следует строго соблюдать отраслевые стандарты, применение которых одобряется регулирующим органом, а также выполнять требования, устанавливаемые регулирующим органом. Любые отклонения от стандартов следует обосновывать.

7.12. Детерминистические анализы безопасности также выполняются с целью разработки свода правил, например, эксплуатационных пределов и условий, которые обычно называются техническими спецификациями. Эти спецификации отражают предельные условия эксплуатации, выраженные через значения технологических параметров, требования к системам, работоспособности систем, контролю и испытаниям и т.п., а также

необходимые действия, предпринимаемые в случае ухудшения условий на установке, или действия, которые не включены в анализ безопасности. В технические спецификации следует включать все начальные и граничные условия, которые впоследствии будут использоваться в детерминистических анализах безопасности, выполняемых для подтверждения безопасности станции.

ВЗАИМОСВЯЗЬ МЕЖДУ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИМ И ВЕРОЯТНОСТНЫМ АНАЛИЗОМ БЕЗОПАСНОСТИ

7.13. Анализ безопасности составляет основную часть процесса проектирования и лицензирования атомной электростанции. В [1] указано, что необходимо применять оба метода оценки безопасности – детерминистический и вероятностный. Целями анализа являются выявление вопросов, важных для безопасности, и подтверждение того, что станция способна работать с соблюдением всех разрешенных пределов для выброса радиоактивного материала и потенциального облучения в каждом состоянии станции. Проведение только детерминистического анализа не может обеспечить подтверждение общей безопасности станции, его следует дополнять вероятностным анализом безопасности.

7.14. Детерминистический анализ можно использовать для проверки соответствия критериям приемлемости, а вероятностный анализ безопасности – для определения вероятности повреждения каждого барьера. Вероятностный анализ безопасности, таким образом, можно рассматривать как соответствующий инструмент для оценки риска, связанного с последовательностью событий с низкой частотой возникновения, приводящих к повреждению барьера, и детерминистический анализ, в свою очередь, является адекватным инструментом для оценки событий с более высокой частотой возникновения, для которых критерии приемлемости устанавливаются в терминах допустимого повреждения. В целях проверки адекватности глубокоэшелонированной защиты оценка некоторых проектных аварий, имеющих очень низкую частоту возникновения, таких как аварии с потерей теплоносителя через большой разрыв или аварии с выбросом стержней, выполняется с применением детерминистического анализа, несмотря на низкую вероятность возникновения исходного события. Таким образом, детерминистический и вероятностный анализы обеспечивают полное представление о всех аспектах безопасности станции во всем диапазоне возможных вероятностей возникновения событий и их последствий.

7.15. Детерминистический анализ безопасности играет важную роль при выполнении вероятностного анализа безопасности, так как он позволяет получить информацию о возможности того, что данный сценарий аварии приведет к повреждению барьера на пути выхода продуктов деления. Детерминистический анализ безопасности следует использовать для определения угрозы для целостности физических барьеров, для определения вида отказов барьера в случае такой угрозы, а также для оценки возможности того, что рассматриваемый аварийный сценарий создаст угрозу для нескольких барьеров. Коды улучшенной оценки и результаты его применения по варианту 3, указанному в таблице 3, следует использовать в соответствии с целями вероятностного анализа безопасности, которые предусматривают получение реалистических результатов. Следует признавать, что результаты вспомогательных анализов, как правило, ограничиваются результатами консервативных детерминистических анализов.

7.16. Дерево отказов в вероятностном анализе безопасности представляет собой мощный инструмент, который можно использовать для подтверждения предположений, которые обычно делаются при детерминистических расчетах в отношении эксплуатационной готовности систем; например, для определения вероятности отказов по общей причине или минимальных требований к системам, для выявления важных единичных отказов и для оценки адекватности технических спецификаций.

8. ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

ОБЛАСТИ ПРИМЕНЕНИЯ

8.1. Детерминистический анализ безопасности следует выполнять в случае следующих областей применения:

- a) *Проектирование атомных электростанций.* Для анализа в этой области требуется либо консервативный подход, либо метод улучшенной оценки с анализом неопределенностей.
- b) *Подготовка новых или пересмотренных отчетов по обоснованию безопасности для целей лицензирования, включая получение одобрения регулирующего органа на осуществление модификационных*

изменений в конструкции станции и режимах эксплуатации станции.

Для таких целей можно использовать как консервативных подход, так и метод улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей.

- c) *Оценка регулирующим органом отчетов по обоснованию безопасности.*
Для этого можно использовать как консервативных подход, так и метод улучшенной оценки плюс анализ неопределенностей.
- d) *Анализ инцидентов, которые возникали ранее, или сочетания таких инцидентов с гипотетическими отказами.* Для такого анализа, как правило, требуется использовать методы улучшенной оценки, в особенности в случае сложных событий, применительно к которым необходимо проводить реалистическую симуляцию.
- e) *Разработка и применение аварийных эксплуатационных процедур и процедур управления авариями.* В этих случаях следует использовать коды улучшенной оценки с реалистическими допущениями (предположениями).
- f) *Уточнение результатов предыдущих анализов безопасности в контексте периодических рассмотрений (экспертиз) безопасности для обеспечения достоверности первоначальных оценок и выводов.*

8.2. Для применений, указанных в пункте 8.1, следует использовать только «замороженные» (т.е. фиксированные) версии кодов. Это требуется для того, чтобы гарантировать, что никакие изменения по отдельным вопросам вносятся не будут. В период проведения анализа «замороженную» версию следует поддерживать, как указано в разделе 6, при этом допускается внесение изменений только в виде корректировки ошибок. В целях обеспечения последовательности применения и возможности проведения аудитов детерминистического анализа безопасности никакие улучшения модели или усовершенствования кода в этот период не допускаются.

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

8.3. Для изделий, важных для безопасности, требуется устанавливать проектные основы и подтверждать их посредством всеобъемлющей (комплексной) оценки безопасности ([1], пункты 3.10, 3.11). В отношении детерминистического анализа безопасности следует обеспечивать, чтобы проводилась «проверка пригодности аналитических допущений, методов и степени применяемого консерватизма» ([1], пункт 5.72). Проектные основы включают «требования к проектированию конструкций, систем

и элементов, важных для безопасности, которые необходимо соблюдать с целью обеспечения безопасной эксплуатации АЭС и предотвращения или смягчения последствий событий, которые могут представлять угрозу для безопасности» ([1], пункт 1.5).

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ЛИЦЕНЗИРОВАНИЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

8.4. Соблюдение всех применимых регулирующих положений и норм и других соответствующих требований безопасности необходимо для обеспечения безопасной и надежной эксплуатации атомной электростанции. Такое соблюдение требований подтверждается с помощью первоначального или обновленного отчета по обоснованию безопасности.

8.5. «Анализ безопасности проекта станции... должен соответствовать фактическому состоянию построенной станции» ([1], пункт 5.72). В ходе анализа безопасности рассматриваются следующие аспекты ([1], пункт 2.7):

- a) все запланированные режимы нормальной работы станции;
- b) производительность установки при ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации;
- c) проектные аварии;
- d) последовательность событий, которые могут привести к запроектным авариям.

8.6. На основании такого анализа следует определять надежность проекта с точки зрения выполнения функций безопасности во время постулируемых исходных событий и аварий. Кроме того, следует подтверждать эффективность систем безопасности и систем, связанных с безопасностью, а также следует обеспечивать, чтобы предусматривались руководящие материалы или процедуры по аварийному реагированию.

8.7. Следует проводить анализ переходных процессов, которые могут возникать во всех запланированных режимах станции при нормальной эксплуатации, включая эксплуатацию во время останова. Такое состояние станции ранее в анализах безопасности иногда не учитывалось. В данном режиме эксплуатации риск могут вызывать следующие ситуации: невозможность автоматического запуска некоторых систем безопасности; оборудование находится на техническом обслуживании или

в ремонте; снижение объема теплоносителя в первом контуре, а также и во втором контуре в случае некоторых режимов; выключенные или неработоспособные контрольно-измерительные приборы, и измерения не выполняются; открытый первый контур; и открытая защитная оболочка. В надлежащих случаях в анализ переходных процессов во время останова, проводимый методом улучшенной оценки, следует включать температурную стратификацию теплоносителя в корпусе реактора, низкую мощность, низкий запас топлива, наличие неконденсируемых газов и длительное развитие переходного режима. Следует подвергать анализу каждую конфигурацию режимов останова. Основными целями анализа являются оценка способности стационарных систем выполнять функции безопасности и определение времени, имеющегося у операторов для активации функций безопасности. Эти функции безопасности включают контроль реактивности топлива, обеспечение способности отвода тепла от тепловыделяющих элементов и обеспечение запаса теплоносителя реактора, целостности защитной оболочки и наличия энергоснабжения.

8.8. Следует проводить оценку диапазона сценариев для выявления резких изменений в результатах анализа при реалистических изменениях исходных данных (так называемой бифуркации или пороговых эффектов; см. сноску 2).

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ОЦЕНКИ ОТЧЕТОВ ПО ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ

8.9. «Эксплуатирующая организация до предоставления проекта регулирующему органу должна обеспечивать проведение независимой проверки (верификации) оценки безопасности отдельными экспертами или группами специалистов, не связанными с проектировщиками» ([1], пункт 3.13). Дополнительные независимые анализы отдельных аспектов могут также проводиться регулируемыми органами или по поручению таких органов.

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ МОДИФИКАЦИОННЫХ ИЗМЕНЕНИЙ НА СТАНЦИИ

8.10. Модификационные изменения на атомной электростанции могут осуществляться на основании обратной связи по опыту эксплуатации, выводов периодических рассмотрений (экспертиз) безопасности, требований регулирующих органов, накопленных знаний или технологических разработок. В соответствии с требованиями, изложенными в [1], пункт 5.72, следует проводить пересмотр анализа безопасности проекта станции в случае осуществления программ, предусматривающих значительную модификацию или модернизацию, при накоплении технических знаний и расширении понимания физических явлений, в случае внесения изменений в зафиксированную конфигурацию станции или внесения изменений в эксплуатационные процедуры на основании опыта эксплуатации.

8.11. Модификационные изменения в проекте существующих атомных электростанции обычно осуществляются в целях предотвращения устаревания станции, обоснования продолжения эксплуатации станции, внедрения технологических разработок и учета изменений в применимых нормах и правилах.

8.12. Другие важные примеры применения детерминистического анализа безопасности связаны с решением задачи улучшения технико-экономических показателей использования реактора и ядерного топлива. Такие примеры включают повышение мощности реактора, использование улучшенных типов топлива и использование инновационных методов перезагрузки активной зоны. Это может означать, что запасы безопасности до эксплуатационных пределов снижаются и требуются особые меры предосторожности для обеспечения того, чтобы эти пределы не превышались.

8.13. Следует учитывать все влияния изменений, вводимых на станции, и следует обеспечивать, чтобы анализ охватывал все возможные аспекты таких изменений на станции. Кроме того, следует подтверждать допустимость кумулятивных эффектов изменений.

8.14. Детерминистические анализы безопасности следует использовать в целях повышения безопасности и для поддержки модификационных изменений, необходимых для улучшения экономических показателей станции. Во всех случаях следует проводить верификацию безопасной

эксплуатации станции в соответствии с предположениями (допущениями) и проектными целями, и этому следует уделять основное внимание в детерминистическом анализе безопасности.

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ АНАЛИЗА ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОБЫТИЙ

8.15. Анализ аварий можно использовать в качестве инструмента для достижения полного понимания событий, возникающих во время эксплуатации атомных электростанций, и следует обеспечивать, чтобы этот анализ был неотъемлемой частью процесса накопления информации обратной связи по опыту эксплуатации. Эксплуатационные события могут анализироваться с целью:

- a) проверить адекватность выбора постулируемых исходных событий;
- b) определить, ограничивается ли событие переходными процессами, которые были проанализированы в отчете по обоснованию безопасности;
- c) получить дополнительную информацию о временной зависимости значений параметров, которые непосредственно не измеряются с помощью контрольно-измерительных приборов станции;
- d) проверить, действуют ли операторы и системы станции, как предусматривается;
- e) провести проверку и анализ аварийных эксплуатационных процедур;
- f) выявить новые вопросы безопасности, возникающие в ходе проведения анализа;
- g) обеспечить поддержку решению потенциальных вопросов безопасности, выявленных в ходе анализа события;
- h) оценить тяжесть возможных последствий в случае дополнительных отказов (таких как события – предшественники тяжелой аварии);
- i) провести валидацию и коррекцию моделей компьютерных кодах, используемых для анализа и в учебных тренажерах.

8.16. Для анализа эксплуатационных событий требуется применение метода улучшенной оценки. При анализе следует использовать фактические данные станции. В случае отсутствия детальной информации о состоянии станции следует проводить анализ чувствительности с изменением некоторых параметров.

8.17. Оценка событий, значимых с точки зрения безопасности, представляет собой очень важный аспект обратной связи по опыту эксплуатации. Современные компьютерные коды улучшенной оценки позволяют исследовать поведение станции и получать детальное представление об этом поведении. Выводы, сделанные в результате проведения такого анализа, следует отражать в процедурах (регламентах) станции с учетом обратной связи по опыту эксплуатации.

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ И ВАЛИДАЦИИ АВАРИЙНЫХ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРОЦЕДУР

8.18. Детерминистический анализ безопасности с применением метода улучшенной оценки следует выполнять для подтверждения стратегий, разработанных для восстановления нормальных условий эксплуатации на станции после переходных режимов, возникающих в связи с ожидаемыми при эксплуатации событиями и проектными авариями. Эти стратегии отражаются в аварийных эксплуатационных процедурах, определяющих действия, которые следует предпринимать в случае возникновения таких событий. Детерминистический анализ безопасности необходим для получения исходной информации, требующейся для определения мер, которые должен принимать оператор при реагировании на определенные аварии, и следует обеспечивать, чтобы такие анализы были важным элементом рассмотрения (экспертизы) стратегий по управлению авариями. При разработке стратегий по восстановлению, чтобы определить время, имеющееся у оператора для принятия эффективных мер, следует проводить расчеты чувствительности в связи с хронологией необходимых действий оператора, и эти расчеты можно использовать для оптимизации соответствующих процедур.

8.19. После разработки аварийных эксплуатационных процедур следует проводить валидационный анализ. Такой анализ, как правило, проводится с использованием сертифицированного тренажера. В процессе валидации следует подтверждать, что имеющий соответствующую подготовку персонал сможет выполнить предписанные действия в допустимый интервал времени, и реактор возвратится в безопасное конечное состояние. В анализе чувствительности следует учитывать возможные отказы систем станции и потенциальные ошибки оператора.

8.20. Если прогнозы, выполненные с помощью компьютерного кода, который использовался для поддержки или верификации аварийной эксплуатационной процедуры, не соответствуют наблюдаемому поведению станции во время какого-либо события, следует проводить рассмотрение такого кода и соответствующей процедуры. Следует обеспечивать, чтобы любые изменения, вносимые в аварийную эксплуатационную процедуру, соответствовали наблюдаемому поведению станции.

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ РУКОВОДСТВ ПО УПРАВЛЕНИЮ ТЯЖЕЛЫМИ АВАРИЯМИ

8.21. Детерминистический анализ безопасности следует также проводить для помощи при разработке стратегии, которой персоналу следует придерживаться в случае, если аварийные эксплуатационные процедуры не могут предотвратить возникновение тяжелой аварии. Такие анализы следует выполнять с использованием одного или нескольких специализированных компьютерных кодов, предназначенных для моделирования соответствующих физических явлений. В случае легководных реакторов к таким явлениям относятся теплогидравлические эффекты, нагрев и плавление активной зоны реактора, удерживание расплава активной зоны в нижней камере, взаимодействие между расплавленной активной зоной и бетоном, паровой взрыв, образование водорода и сжигание, а также поведение продуктов деления.

8.22. Детерминистический анализ безопасности позволяет определить, какие угрозы можно ожидать при развитии аварий, и какие явления могут возникнуть. Такие анализы следует проводить для создания основы для разработки свода руководств по управлению авариями и ослаблению их последствий.

8.23. Анализ следует начинать с выбора последовательностей аварийных событий, которые без вмешательства персонала, могут привести к повреждению активной зоны. Для ограничения числа последовательностей, которые требуется анализировать, последовательности следует группировать по аналогичным характеристикам. Такая классификация может быть основана на нескольких индикаторах состояния станции: постулируемое исходное событие, состояние останова, состояние систем аварийного охлаждения активной зоны реактора, первого контура

теплоносителя, теплоприемника второго контура, системы отвода тепла из защитной оболочки и герметизации защитной оболочки.

8.24. Требующиеся меры в широком плане можно разделить на предупредительные меры и меры ослабления последствий. В анализ следует включать обе категории мер.

8.25. Предупредительные меры представляют собой стратегии восстановления, направленные на предупреждение повреждения активной зоны. Эти стратегии следует анализировать, чтобы понять, какие действия смогут сдерживать или предотвращать начало повреждения активной зоны. Примеры таких действий включают: различные ручные меры по восстановлению состояния систем, подпитку и продувку первого и второго контуров; разгерметизацию первого или второго контура; перезапуск главных циркуляционных насосов реактора. Следует определять условия для инициации таких действий, а также критерии, когда действия следует останавливать или переходить с одного действия на другое.

8.26. Меры по ослаблению последствий – это стратегии по управлению тяжелыми авариями для снижения или устранения последствий расплава активной зоны. Такие стратегии включают: впрыск теплоносителя в поврежденную активную зону; разгерметизация первого контура; впрыск в защитную оболочку; использование вентиляторных охладителей, рекомбинаторов водорода и систем вентиляции с фильтрами, предусмотренных в реакторах различного типа, находящихся на стадии эксплуатации или строительства. Следует учитывать возможные негативные последствия, которые могут возникнуть в связи с принятием ослабляющих мер, например, скачки давления, образование водорода, возврат к критичности, паровые взрывы, тепловой удар или воспламенение или взрыв водорода.

ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ПЕРИОДИЧЕСКИХ РАССМОТРЕНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ

8.27. Для уточнения ранее выполненного анализа безопасности в контексте периодически проводимых рассмотрений (экспертиз) безопасности может потребоваться проведение нового детерминистического анализа в целях обеспечения достоверности первоначальных оценок и выводов. В таких анализах следует рассматривать любые запасы безопасности, которые,

возможно, снизились или продолжают снижаться в течение данного периода в связи со старением установки. Для подтверждения адекватности остающихся запасов целесообразным может быть проведение анализов методом улучшенной оценки вместе с анализом неопределенностей.

9. ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ ИСТОЧНИКА ВЫБРОСА ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ И АВАРИЙНЫХ УСЛОВИЙ

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ИСТОЧНИКА ВЫБРОСА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ И РЕГУЛИРОВАНИИ

Характер оценки

9.1. Для оценки параметров источника (характеристик) выброса атомной электростанции необходимо знать источники излучения, оценивать запасы радионуклидов, которые могут образовываться на станции, а также знать механизмы, посредством которых радиоактивные материалы могут проходить через станцию и сбрасываться в окружающую среду.

Цель оценки

9.2. Оценку параметров источника выброса для эксплуатационных состояний и аварийных условий следует проводить для того, чтобы:

- a) обеспечить оптимизацию проекта таким образом, чтобы параметры источника выброса были снижены до разумно достижимого низкого уровня;
- b) подтвердить, что проект обеспечивает выполнение требований радиационной защиты, включая ограничения в отношении доз облучения;
- c) обеспечить основу для планирования противоаварийных мероприятий, требующихся для защиты населения в районе расположения реакторной установки;
- d) подтвердить адекватность аттестации оборудования, которое должно выдерживать проектные аварии, включая контрольно-измерительные приборы и системы очистки газов.

9.3. Кроме того, оценка параметров источника выброса может проводиться для поддержки программного обеспечения, используемого при аварийном планировании, в котором учитываются теоретические характеристики источников выбросов, связанных с повреждением установки, с целью выявления ранних признаков, указывающих на необходимость принятия аварийных мер. Такой подход позволяет принимать решения на ранней стадии до измерения уровней активности выбросов радиоактивного материала за пределами станции.

Оптимизация проекта

9.4. На ранней стадии проектирования следует проводить оценку поведения продуктов деления, радиоактивных продуктов коррозии, продуктов активации в теплоносителе и примесях и актинидов после аварий всех типов, которые могут произойти на станции. Это необходимо для выявления наиболее важных явлений, влияющих на поведение таких продуктов, и для определения некоторых возможных проектных решений, способных продлить их удерживание на станции. Следует выполнять последующие анализы с целью определения эффективности каждого проектного решения, с тем чтобы все эффективные решения, которые могут быть реализованы с разумными затратами, можно было включить в проект. Таким образом, следует обеспечивать, чтобы разработка проекта реактора и оценка поведения радиоактивного материала и его потенциальных выбросов в атмосферу после возможных аварий представляла собой итеративный процесс. Это важно для оптимизации проекта.

Соответствие регулирующим требованиям и выбор площадки

9.5. Для анализа безопасности следует определять критерии безопасности, и следует обеспечивать, чтобы эти критерии были достаточными для реализации основополагающей цели безопасности и основополагающих принципов безопасности, изложенных в [7], выполнения требований радиационной защиты [8] и требований регулирующего органа. Кроме того, для оценки соответствия этим принципам и требованиям высокого уровня, можно разработать детальные критерии, включая критерии риска, которые связаны с вероятностью аварий со значительными радиологическими последствиями, как указано в пунктах 3.15 и 3.16.

9.6. Согласно пункту 2.12 [9]: «Для каждой предполагаемой площадки должны быть оценены возможные радиологические последствия для людей в данном районе при эксплуатационных состояниях и в аварийных

условиях, включая воздействие, которое может приводить к аварийным мерам, при этом должное внимание необходимо уделять соответствующим факторам, включая распределение населения, особенности питания, использование земли и воды, и радиологические последствия других выбросов радиоактивного материала в данном районе».

9.7. Уровни дозы или риска, которые не должны превышать в случае проектных аварий, следует устанавливать в регулирующем регламенте, в соответствии с которым проводится лицензирование атомной электростанции, или в требованиях соответствующей экологической экспертизы ([1], пункт 2.4). Такие регулирующие требования, как правило, становятся менее ограничительными по мере уменьшения частоты возникновения постулируемых аварий. Также существуют требования, касающиеся запроектных аварий. Они могут быть выражены посредством регламентирования суммарного риска для отдельных лиц или суммарной вероятности всех аварий, которые могут привести к воздействию, превышающему уровень, допустимый для проектной аварии. Такое воздействие можно определять посредством дозы облучения так называемого референтного лица и/или суррогатной величины, например, общей частоты повреждений активной зоны или выбросов радиоактивного материала свыше порогового уровня, установленного для определенных радионуклидов или группы радионуклидов. Требования, которые выражаются в терминах выбросов радиоактивного материала, позволяют учитывать в регулирующих требованиях уровень воздействия на население как коллективный риск, а также и на окружающую среду, а не на отдельное лицо, подвергающееся максимальному риску. Это может иметь важные последствия для общественной приемлемости атомных электростанций.

9.8. Если требования выражаются в терминах выбросов радиоактивного материала, они включают наиболее важные в радиологическом плане радионуклиды, в частности, изотопы инертных газов, йода и цезия.

9.9. При подтверждении соответствия регламентированным числовым пределам, которые выражаются в терминах доз облучения, оценку параметров источника выброса следует проводить вместе с оценкой радиологических последствий, как указано в [10]. Для подтверждения соблюдения в проекте установленного значения риска следует выполнять вероятностные анализы безопасности уровня 1, 2 и 3.

9.10. Помимо соблюдения установленных пределов и значений следует обеспечивать, чтобы проект гарантировал, что в случае рассматриваемых

отказов, частота которых выходит за пределы проектных основ, не произойдет быстрое увеличение параметров источника радиоактивного выброса. Это иногда называется пороговым эффектом (см. сноску 2). Согласно регулирующим требованиям следует подтвердить, что такой эффект возникать не будет.

Аварийное планирование

9.11. Для каждой реакторной установки следует предусматривать план аварийных мероприятий, который составляется на основе референтной аварии или референтных аварий, и такие аварии могут подлежать одобрению регулирующим органом [11]. Применительно к данным авариям следует оценивать радиологические последствия с учетом консервативных метеорологических условий и направлений ветра, которые потенциально могут привести к воздействию на местное население и окружающую среду.

НОРМАЛЬНЫЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ СОСТОЯНИЯ

9.12. В оценку параметров источника выброса для нормальных эксплуатационных состояний до начала эксплуатации станции следует включать все радионуклиды, которые в связи с жидкими или газообразными выбросами могут вносить существенный вклад в дозы облучения. Определение параметров источника выброса для нормальных эксплуатационных состояний рассматривается в приложении IV к [12].

Продукты коррозии

9.13. Оценка активности теплоносителя реактора в режиме полной мощности следует проводить на основе оптимальных эксплуатационных данных, доступных для данного типа атомных электростанций, характеристик материалов первого контура и водно-химического режима, в котором эксплуатируется станция. Следует обеспечивать, чтобы эти данные относились к топливным циклам, в которых ожидается достижение максимальной активности теплоносителя первого контура, что обычно происходит через пять лет, когда активность ^{60}Co достигает равновесия.

9.14. В связи с тем, что диапазон активности теплоносителя первого контура в реакторах аналогичной конструкции слишком велик, существует опасность того, что граничное значение может быть излишне консервативным. Поэтому параметры источника (характеристики) выброса следует базировать на

разумно консервативных значениях. Вместе с тем реактор периодически останавливается на перегрузку топлива и обслуживание, и могут возникать некоторые незапланированные отключения во время топливного цикла. В период этих переходных режимов активность теплоносителя первого контура возрастает примерно на два порядка. Кумулятивный выброс коррозионных продуктов во время этих переходных процессов следует определять на основе эксплуатационных данных, и такие выбросы следует учитывать при оценке количества коррозионных продуктов, которые могут попасть в теплоноситель первого контура.

9.15. Годовой выброс радиоактивных материалов в окружающую среду можно вычислить путем использования среднего значения активности теплоносителя первого контура, доли теплоносителя первого контура, которая попадает в систему обращения с жидкими отходами, и коэффициентов дезактивации для каждого элемента, через который проходит поток отходов. При расчете объема теплоносителя первого контура, поступающего в систему обращения с отходами, следует учитывать как планируемый расход теплоносителя первого контура, так и утечки. Объем предполагаемой утечки теплоносителя первого контура и коэффициенты дезактивации следует рассчитывать исходя из опыта эксплуатации.

Продукты деления

9.16. Опыт эксплуатации на всех атомных электростанциях показывает, что уровни активности продуктов деления в теплоносителе существенно меняются со временем на протяжении топливного цикла даже в реакторах аналогичной конструкции. Оценку активности теплоносителя первого контура реактора в режиме полной мощности следует проводить на основе имеющихся оптимальных эксплуатационных данных для реакторов одинакового типа, топлива, степени выгорания, расхода и эффективности очистки. Следует обеспечивать, чтобы эти данные относились к топливным циклам, в которых ожидается достижение максимальной активности теплоносителя первого контура, что обычно происходит в случае равновесного топливного цикла. Параметры источника выброса и в этом случае также следует вычислять на основе разумно консервативного значения активности теплоносителя первого контура, который может представлять собой эксплуатационный предел активности теплоносителя первого контура.

9.17. Во время переходного режима при останове и при любых незапланированных отключениях реактора, исключая случаи, когда оболочка тепловыделяющих элементов обеспечивает идеальное уплотнение, что случается редко, уровень негазообразных продуктов деления в теплоносителе первого контура резко увеличивается. Такое явление получило название spike-эффект (рост удельной активности). Эксплуатационные данные и в этом случае свидетельствуют о том, что существуют большие отклонения в увеличении выброса из-за spike-эффекта и в скорости выброса. Величину влияния spike-эффекта на активность теплоносителя первого контура можно определить на основе имеющихся эксплуатационных данных точно так, как было описано для равновесной активности продуктов деления в пункте 9.16. Она может быть связана с эксплуатационным пределом активности теплоносителя первого контура, которая, в свою очередь, связана с уровнем повреждения тепловыделяющих элементов.

9.18. После оценки среднегодовой активности продуктов деления в теплоносителе первого контура следует определять параметры (характеристики) источника жидких выбросов так же, как это делается для продуктов коррозии.

АВАРИЙНЫЕ УСЛОВИЯ

Область применения анализа

9.19. При выполнении анализа безопасности атомной электростанции следует учитывать последствия, связанные со всеми установленными условиями отказа или аварийными условиями [13]. В анализе безопасности следует определять все внутренние и внешние события и процессы, которые могут влиять на физические барьеры, служащие для удерживания радиоактивного материала, или которые могут наоборот повышать радиологические риски. Выбор событий и процессов, рассматриваемых в анализе безопасности, следует осуществлять с помощью систематического, логического и структурированного подхода, и следует обеспечивать, чтобы этот выбор позволял обосновывать достаточность всех выявленных сценариев, связанных с безопасностью.

9.20. Следует обеспечивать, чтобы исходной точкой анализа безопасности, таким образом, было определение набора постулируемых исходных событий, которые должны быть отражены в анализе. В их число входят

как внутренние, так и внешние события. Типовые категории внутренних событий указаны в разделе 2; для определения параметров источника выброса, однако, целесообразно использовать следующие категории.

Выбросы в защитную оболочку

9.21. Для многих типов постулируемых аварий важным источником выбросов радионуклидов являются выбросы из активной зоны реактора в первый контур, а в случае энергетических реакторов – выбросы из активной зоны в защитную оболочку или систему локализации. Таким образом, в оценку параметров источников выброса следует также включать поведение радиоактивных изотопов по всему маршруту; их удержание в защитной оболочке или системе локализации, их выброс во вторичную защитную оболочку при ее наличии; и их последующий выброс в атмосферу.

9.22. Для каждого типа отказа, характеризующегося разными явлениями, влияющими на параметры источников выбросов, следует проводить отдельный анализ параметров источника выброса. Например, в случае легководного реактора в анализ следует включать следующие проектные отказы:

- a) Нарушения, связанные с реактивностью, при которых происходит быстрый рост реактивности, приводящий к увеличению выбросов продуктов деления из топливной матрицы в зазор топливо/оболочка и к нарушению целостности некоторых оболочек тепловыделяющих элементов. При нарушениях такого типа следует определять степень, при которой может произойти кризис пузырькового кипения, или запас до кризиса теплообмена, или избыточное образование энергии в тепловыделяющих элементах и степень повреждения тепловыделяющих элементов, которое может произойти в результате этого.
- b) Аварии с потерей теплоносителя через большую течь, при которых тяжелые переходные процессы могут привести к увеличению выбросов продуктов деления из топливной матрицы в зазор топливо/оболочка и к повреждению некоторых оболочек тепловыделяющих элементов.
- c) Аварии с потерей теплоносителя через малую течь, при которых переходные процессы будут менее тяжелыми и выбросы продуктов деления из топливной матрицы в зазор топливо/оболочка не будут существенно увеличиваться, хотя могут возникнуть повреждения некоторых оболочек тепловыделяющих элементов.

- d) Аварии с потерей теплоносителя через очень малую течь, при которых потеря теплоносителя меньше, чем расход на подпитку, повреждения топливных элементов не возникают и выбросы продуктов деления в защитную оболочку ограничиваются радиоактивным материалом, содержащимся в теплоносителе первого контура.

9.23. Аналогичный ряд различных отказов следует учитывать при оценке параметров источников выбросов в результате тяжелых аварий со значительным повреждением активной зоны. В этом случае авария с потерей теплоносителя через малую течь не рассматривается.

Аварии с байпасированием

9.24. В оценку параметров источников выбросов следует включать комплексный анализ постулируемых аварий, в случае которых происходит выброс радиоактивного материала за пределы защитной оболочки. Например, потеря теплоносителя в реакторе может быть связана с разрывом в системе, например, во втором контуре, который находится за пределами защитной оболочки, что может привести к байпасированию защитной оболочки в случае утечки на пути между первым и вторым контуром. Аварии, при которых выбросы радиоактивного материала могут пойти в обход защитной оболочки, составляют очень важную категорию, так как такие аварии с относительно малым выбросом радиоактивного материала из тепловыделяющих (топливных) элементов могут иметь такие же радиологические последствия, как и авария с крупными выбросами в неповрежденную защитную оболочку. Более того, такие аварии с байпасированием не позволяют иметь много времени, чтобы принять соответствующие меры по защите населения в районе расположения станции.

9.25. Примеры аварий с байпасированием в случае реакторов с водой под давлением включают:

- a) протечки или разрывы труб во втором контуре, сопровождаемые разрывом трубы парогенератора;
- b) протечки или разрывы трубы в системах, которые непосредственно соединены с первым контуром, например, системы отвода остаточного тепловыделения и системы контроля водно-химического режима и расхода, если эти системы находятся за пределами защитной оболочки.

9.26. Помимо того, что потенциально такие отказы могут быть проектными авариями, они также могут быть либо причиной, либо следствием тяжелой аварии, и следует проводить оценку соответствующих параметров источника выброса.

9.27. Следует также анализировать аварии при выполнении транспортно-технологических операций с облученным и отработанным топливом. Такие аварии могут возникать как внутри, так и за пределами защитной оболочки. Авария при выполнении транспортно-технологических операций с топливом за пределами защитной оболочки может приводить к граничному сценарию, так как, если в результате потери электроснабжения происходит прекращение вентиляции в помещении, где производятся операции с топливом, радиоактивный материал, который выделяется из поврежденных тепловыделяющих элементов, будет попадать непосредственно в атмосферу.

9.28. Кроме того, существует ряд других аварий разного типа, которые приводят к выбросу радиоактивного материала за пределы защитной оболочки и параметры источника выброса при которых следует оценивать. Эти аварии включают:

- a) снижение или потерю охлаждения топлива в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива;
- b) авария с возникновением критичности в помещении, где находится отработавшее топливо;
- c) течь или разрыв трубопровода в любой вспомогательной системе, в которой имеется жидкий или газообразный радиоактивный материал;
- d) отказ систем или элементов, например, фильтров или баков выдержки, предназначенных для снижения уровня выбросов радиоактивного материала в условиях нормальной эксплуатации;
- e) пожары или другие опасные явления, которые могут привести к выбросу радиоактивного материала из мест его накопления за пределами защитной оболочки, например, их хранилищ радиоактивных отходов и оборудования системы обработки радиоактивных отходов.

Внешние события

9.29. Все постулируемые исходные события, которые могут возникать за пределами установки, также следует определять при выполнении анализа безопасности. Примеры включают: землетрясения, пожары, наводнения, экстремальные погодные условия, вулканические извержения, падения летательных аппаратов, промышленная деятельность соседних

предприятий и акты саботажа (диверсии) [14]. В целом, они приводят к авариям, аналогичным по характеру авариям, возникающим в связи с внутренними событиями, которые могут приводить к выбросу радиоактивного материала, однако величина выбросов может быть разной. Например, выбросы после пожара в связи с падением самолета могут быть гораздо более масштабными, чем выбросы в связи с внутренними пожарами. Основные проектные требования, связанные с защитой от внешних событий, регламентируют проектирование конструкций, систем и элементов, способных выполнять предписанные им функции безопасности в случае возникновения таких событий.

Состояния реактора и состояния станции

9.30. При определении постулируемых исходных событий следует учитывать все соответствующие состояния реактора, включая режим полной мощности, останов и переходные состояния. Следует также учитывать основные изменения в состоянии важных станционных систем, предназначенных для удержания радиоактивного материала. Например, в реакторе с водой под давлением защитная оболочка будет открыта в течение определенного периода времени во время останова на перезагрузку или обслуживание.

Последовательные и одновременные отказы

9.31. В дополнение к постулируемым исходным событиям в анализе безопасности следует определять вероятные последовательные или одновременные отказы, которые могут произойти. Отказы систем, повышающих способность удержания радиоактивного материала на станции, например, водораспылительная система в защитной оболочке или система вентиляции во вспомогательных зданиях, помещениях, где проводятся операции с топливом, или в помещениях для обращения с радиоактивными отходами, имеют особое значение в оценке параметров источника выбросов.

Группирование

9.32. Всестороннее рассмотрение всех возможных последовательностей аварийных ситуаций приводит к получению большого количества возможных последовательностей, и непрактично проводить оценки параметров источника выброса по отдельности для каждой последовательности. Поэтому последовательности следует группировать,

и для каждой группы следует выбирать граничный сценарий. Затем для данного граничного сценария следует выполнять оценку параметров источника выброса, и полученные результаты следует использовать для учета параметров источников выбросов других аварий, входящих в одну группу.

9.33. Группирование следует проводить на основе определения аварий, которые имеют одинаковую частоту возникновения и которые идентичны с точки зрения сопутствующих явлений, влияющих на поведение радиоактивного материала.

9.34. Применительно к каждому диапазону частоты возникновения следует проводить оценку параметров источника выброса для тех типов аварий, которые приводят к максимальным радиологическим последствиям. Параметры источников выбросов можно оценивать и в отношении других аварий аналогичного типа, характеризующихся более высокой частотой возникновения и меньшими радиологическими последствиями, если требуется подтвердить соответствие совокупному заданному значению частоты аварий и тяжести радиологических последствий, выраженных в дозах.

9.35. В случае тяжелых аварий параметры источников выбросов следует оценивать для каждого типа аварии, во время которой возникают разные явления, влияющие на поведение радиоактивного материала.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций: проектирование, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № NS-R-1, МАГАТЭ, Вена (2003).
- [2] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка безопасности установок и деятельности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 4, МАГАТЭ, Вена (2009).
- [3] 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).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Analysis for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 23, IAEA, Vienna (2002).
- [5] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Система управления для установок и деятельности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-R-3, МАГАТЭ, Вена (2008).
- [6] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Применение системы управления для установок и деятельности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-3.1, МАГАТЭ, Вена (2009).
- [7] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ЕВРОПЕЙСКОЕ СООБЩЕСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ МОРСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОГРАММА ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Основопологающие принципы безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SF-1, МАГАТЭ, Вена (2007).
- [8] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, Серия изданий МАГАТЭ по безопасности, № 115, МАГАТЭ, Вена (1997).
- [9] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка площадок для ядерных установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № NS-R-3, МАГАТЭ, Вена (2010).

- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna (2001).
- [11] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, УПРАВЛЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО КООРДИНАЦИИ ГУМАНИТАРНЫХ ВОПРОСОВ, Готовность и реагирование в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-R-2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [12] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Аспекты радиационной защиты при проектировании атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № NS-G-1.13, МАГАТЭ, Вена (2008).
- [13] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Регулирующий контроль радиоактивных выбросов в окружающую среду, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № WS-G-2.3, МАГАТЭ, Вена (2005).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage, IAEA Nuclear Security Series No. 4, IAEA, Vienna (2007).

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

D'Auria, F.	Пизанский университет, Италия
Dusic, M.	Международное агентство по атомной энергии
Dutton, L.M.C.	Комитет по обращению с радиоактивными отходами, Соединенное Королевство
Fry, C.	«Серко ашуранс», Соединенное Королевство
Glaeser, H.	Общество по безопасности установок и реакторов, Германия
Kim, I.G.	Корейский институт ядерной безопасности, Республика Корея
Lee, S.H.	Международное агентство по атомной энергии
Mavko, B.	Институт им. Йозефа Стефана, Словения
Pelayo, F.	Совет по ядерной безопасности, Испания
Petruzzi, A.	Пизанский университет, Италия
Sandervag, O.	Шведская инспекция ядерной энергетики, Швеция

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

ОРГАНЫ, УЧАСТВУЮЩИЕ В ОДОБРЕНИИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

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

Комиссия по нормам безопасности

Австралия: Loy, J.; *Аргентина:* González, A.J.; *Бельгия:* Samain, J.-P.; *Бразилия:* Vinhas, L.A.; *Вьетнам:* Le-chi Dung; *Германия:* Majer, D.; *Египет:* Barakat, M.; *Израиль:* Levanon, I.; *Индия:* Sharma, S.K.; *Испания:* Barceló Vernet, J.; *Канада:* Jammal, R.; *Китай:* Liu Hua; *Корея, Республика:* Choul-Но Yun; *Литва:* Maksimovas, G.; *Пакистан:* Rahman, M.S.; *Российская Федерация:* Адамчик, С.; *Соединенное Королевство:* Weightman, M.; *Соединенные Штаты Америки:* Virgilio, M.; *Украина:* Миколайчук, Е.; *Финляндия:* Laaksonen, J.; *Франция:* Lacoste, A.-С. (председатель); *Швеция:* Larsson, С.М.; *Южная Африка:* Magugumela, M.T.; *Япония:* Fukushima, A.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР:* Yoshimura, U.; *Европейская комиссия:* Faross, P.; *Консультативная группа по вопросам физической ядерной безопасности:* Hashmi, J.A.; *МАГАТЭ:* Delattre, D. (координатор); *Международная группа по ядерной безопасности:* Meserve, R.; *Международная комиссия по радиологической защите:* Holm, L.-E.; *председатели комитетов по нормам ядерной безопасности:* Brach, E.W. (ТРАНСССК); Magnusson, S. (РАССК); Pather, T. (ВАСССК); Vaughan, G.J. (НУССК).

Комитет по нормам ядерной безопасности

Австралия: Le Cann, G.; *Австрия:* Sholly, S.; *Алжир:* Merrouche, D.; *Аргентина:* Waldman, R.; *Бельгия:* De Boeck, B.; **Болгария:* Gledachev, Y.; *Бразилия:* Gromann, A.; *Венгрия:* Adorján, F.; *Гана:* Emi-Reynolds, G.; *Германия:* Wassilew, С.; **Греция:* Camarinopoulos, L.; *Египет:* Ibrahim, M.; *Израиль:* Hirshfeld, H.; *Индия:* Vaze, K.; *Индонезия:* Antariksawan, A.; *Иран, Исламская Республика:* Asgharizadeh, F.; *Испания:* Zarzuela, J.; *Италия:* Vava, G.; *Канада:* Rzentkowski, G.; **Кипр:* Demetriades, P.; *Китай:* Jingxi Li; *Корея, Республика:* HyunKoon Kim; *Ливийская Арабская Джамахирия:*

Abuzid, O.; *Литва*: Demčenko, M.; *Малайзия*: Azlina Mohammed Jais; *Мексика*: Carrera, A.; *Марокко*: Soufi, I.; *Нидерланды*: van der Wiel, L.; *Пакистан*: Habib, M.A.; *Польша*: Jurkowski, M.; *Российская Федерация*: Баранаев, Ю.; *Румыния*: Biró, L.; *Словакия*: Uhrik, P.; *Словения*: Vojnovič, D.; *Соединенное Королевство*: Vaughan, G.J. (председатель); *Соединенные Штаты Америки*: Mayfield, M.; *Тунис*: Vaccouche, S.; *Турция*: Bezdegumeli, U.; *Украина*: Шумкова, Н.; *Уругвай*: Nader, A.; *Франция*: Feron, F.; *Финляндия*: Järvinen, M.-L.; *Хорватия*: Valčić, I.; *Чешская Республика*: Šváb, M.; *Швейцария*: Flury, P.; *Швеция*: Hallman, A.; *Южная Африка*: Leotwane, W.; *Япония*: Kanda, T.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР*: Reig, J.; **Всемирная ядерная ассоциация*: Борисова, И.; *Европейская комиссия*: Vigne, S.; *МАГАТЭ*: Feige, G. (координатор); *Международная организация по стандартизации*: Sevestre, B.; *Международная электротехническая комиссия*: Bouard, J.-P.; *ФОРАТОМ*: Fourest, B.

Комитет по нормам радиационной безопасности

Австралия: Melbourne, A.; **Австрия*: Karg, V.; **Алжир*: Chelbani, S.; *Аргентина*: Massera, G.; *Бельгия*: van Bladel, L.; **Болгария*: Katzarska, L.; *Бразилия*: Rodriguez Rochedo, E.R.; *Венгрия*: Koblinger, L.; *Гана*: Amoako, J.; *Германия*: Helming, M.; **Греция*: Kamenopoulou, V.; *Дания*: Øhlenschläger, M.; *Египет*: Hassib, G.M.; *Израиль*: Koch, J.; *Индия*: Sharma, D.N.; *Индонезия*: Widodo, S.; *Иран, Исламская Республика*: Kardan, M.R.; *Ирландия*: Colgan, T.; *Исландия*: Magnusson, S. (председатель); *Испания*: Amor Calvo, I.; *Италия*: Bologna, L.; *Канада*: Clement, C.; **Кипр*: Demetriades, P.; *Китай*: Huating Yang; *Корея, Республика*: Vyung-Soo Lee; **Куба*: Betancourt Hernandez, L.; **Латвия*: Salmins, A.; *Ливийская Арабская Джамахирия*: Busitta, M.; *Литва*: Mastauskas, A.; *Малайзия*: Hamrah, M.A.; *Марокко*: Tazi, S.; *Мексика*: Delgado Guardado, J.; *Нидерланды*: Zuur, C.; *Норвегия*: Saxebol, G.; *Пакистан*: Ali, M.; *Парагвай*: Romero de Gonzalez, V.; *Польша*: Merta, A.; *Португалия*: Dias de Oliveira, A.M.; *Российская Федерация*: Савкин, М.; *Румыния*: Rodna, A.; *Словакия*: Jurgina, V.; *Словения*: Sutej, T.; *Соединенное Королевство*: Robinson, I.; *Соединенные Штаты Америки*: Lewis, R.; **Таиланд*: Suntarapai, P.; *Тунис*: Chékir, Z.; *Турция*: Окуяр, Н.В.; *Украина*: Павленко, Т.; **Уругвай*: Nader, A.; *Филиппины*: Valdezco, E.; *Финляндия*: Markkanen, M.; *Франция*: Godet, J.-L.; *Хорватия*: Kralik, I.; *Чешская Республика*: Petrova, K.; *Швейцария*: Piller, G.; *Швеция*: Almen, A.; *Эстония*: Lust, M.; *Южная Африка*: Olivier, J.H.I.; *Япония*: Kiryu, Y.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР*: Lazo, T.E.; *Всемирная организация здравоохранения*: Carr, Z.; *Всемирная ядерная ассоциация*: Saint-Pierre, S.; *Европейская комиссия*:

Janssens, A.; МАГАТЭ: Boal, T. (координатор); *Международная ассоциация поставщиков и производителей источников*: Fasten, W.; *Международная комиссия по радиологической защите*: Valentin, J.; *Международная организация по стандартизации*: Rannou, A.; *Международная электротехническая комиссия*: Thompson, I.; *Международное бюро труда*: Niu, S.; *Научный комитет Организации Объединенных Наций по действию атомной радиации*: Crick, M.; *Панамериканская организация здравоохранения*: Jiménez, P.; *Продовольственная и сельскохозяйственная организация Объединенных Наций*: Byron, D.

Комитет по нормам безопасности перевозки

Австралия: Sarkar, S.; *Австрия*: Kirchnawy, F.; *Аргентина*: López Vietri, J.; ***Сапародона*, N.M.; *Бельгия*: Cottens, E.; *Болгария*: Bakalova, A.; *Бразилия*: Xavier, A.M.; *Венгрия*: Sáfár, J.; *Гана*: Emi-Reynolds, G.; *Германия*: Rein, H.; **Nitsche*, F.; ***Alter*, U.; **Греция*: Vogiatzi, S.; *Дания*: Breddam, K.; *Египет*: El-Shinawy, R.M.K.; *Израиль*: Koch, J.; *Индия*: Agarwal, S.P.; *Индонезия*: Wisnubroto, D.; *Иран, Исламская Республика*: Eshraghi, A.; **Емамжомех*, A.; *Ирландия*: Duffy, J.; *Испания*: Zamora Martin, F.; *Италия*: Trivelloni, S.; ***Orsini*, A.; *Канада*: Régimbald, A.; **Кипр*: Demetriades, P.; *Китай*: Xiaqing Li; *Корея, Республика*: Dae-Hyung Cho; **Куба*: Quevedo Garcia, J.R.; *Ливийская Арабская Джамахирия*: Kekli, A.T.; *Литва*: Statkus, V.; *Малайзия*: Sobari, M.P.M.; ***Husain*, Z.A.; **Марокко*: Allach, A.; *Мексика*: Bautista Arteaga, D.M.; ***Delgado Guardado*, J.L.; *Нидерланды*: Ter Morshuizen, M.; **Новая Зеландия*: Ardouin, C.; *Норвегия*: Hornkjøl, S.; *Пакистан*: Rashid, M.; **Парагвай*: More Torres, L.E.; *Польша*: Dziubiak, T.; *Португалия*: Vuxo da Trindade, R.; *Российская Федерация*: Бучельников, А.Е.; *Соединенное Королевство*: Sallit, G.; *Соединенные Штаты Америки*: Boyle, R.W.; Brach, E.W. (председатель); *Таиланд*: Jerachanchai, S.; *Турция*: Ertürk, K.; *Украина*: Лопатин, С.; *Уругвай*: Nader, A.; **Cabral*, W.; *Финляндия*: Lahkola, A.; *Франция*: Landier, D.; *Хорватия*: Belamarić, N.; *Чешская Республика*: Ducháček, V.; *Швейцария*: Krietsch, T.; *Швеция*: Häggblom, E.; ***Svahn*, B.; *Южная Африка*: Hinrichsen, P.; *Япония*: Hanaki, I.; *Всемирная ядерная ассоциация*: Горлин, С.; *Всемирный институт по ядерным перевозкам*: Green, L.; *Всемирный почтовый союз*: Bowers, D.G.; *Европейская комиссия*: Binet, J.; *Европейская экономическая комиссия Организации Объединенных Наций*: Kervella, O.; МАГАТЭ: Stewart, J.T. (координатор); *Международная ассоциация воздушного транспорта*: Brennan, D.; *Международная ассоциация поставщиков и производителей источников*: Miller, J.J.; ***Roughan*, K.; *Международная морская*

организация: Rahim, I.; *Международная организация гражданской авиации*: Rooney, K.; *Международная организация по стандартизации*: Malesys, P.; *Международная федерация ассоциаций линейных пилотов*: Tisdall, A.; **Gessl, M.

Комитет по нормам безопасности отходов

Австралия: Williams, G.; **Австрия*: Fischer, H.; *Алжир*: Abdenacer, G.; *Аргентина*: Biaggio, A.; *Бельгия*: Blommaert, W.; **Болгария*: Simeonov, G.; *Бразилия*: Tostes, M.; *Венгрия*: Czoch, I.; *Гана*: Faanu, A.; *Германия*: Götz, C.; *Греция*: Tzika, F.; *Дания*: Nielsen, C.; *Египет*: Mohamed, Y.; *Израиль*: Dody, A.; *Индия*: Rana, D.; *Индонезия*: Wisnubroto, D.; *Ирак*: Abbas, H.; *Иран*, *Исламская Республика*: Assadi, M.; **Zarghami, R.*; *Испания*: Sanz Aludan, M.; *Италия*: Dionisi, M.; *Канада*: Howard, D.; *Кипр*: Demetriades, P.; *Китай*: Zhimin Qu; *Корея, Республика*: Won-Jae Park; *Куба*: Fernandez, A.; **Латвия*: Salmins, A.; *Ливийская Арабская Джамахирия*: Elfawares, A.; *Литва*: Paulikas, V.; *Малайзия*: Sudin, M.; **Марокко*: Barkouch, R.; *Мексика*: Aguirre Gómez, J.; *Нидерланды*: van der Shaaf, M.; *Пакистан*: Mannan, A.; **Парагвай*: Idoyaga Navarro, M.; *Польша*: Wlodarski, J.; *Португалия*: Flausino de Paiva, M.; *Словакия*: Homola, J.; *Словения*: Mele, I.; *Соединенное Королевство*: Chandler, S.; *Соединенные Штаты Америки*: Camper, L.; **Таиланд*: Supaokit, P.; *Тунис*: Bousselmi, M.; *Турция*: Özdemir, T.; *Украина*: Макаровская, О.; **Уругвай*: Nader, A.; *Финляндия*: Hutri, K.; *Франция*: Rieu, J.; *Хорватия*: Trifunovic, D.; *Чешская Республика*: Lietava, P.; *Швейцария*: Wanner, H.; *Швеция*: Frise, L.; *Эстония*: Lust, M.; *Южная Африка*: Pather, T. (председатель); *Япония*: Matsuo, H.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР*: Riotte, H.; *Всемирная ядерная ассоциация*: SaintPierre, S.; *Европейская комиссия*: Necheva, C.; *МАГАТЭ*: Siraky, G. (координатор); *Международная ассоциация поставщиков и производителей источников*: Fasten, W.; *Международная организация по стандартизации*: Hutson, G.; *Нормы безопасности европейских ядерных установок*: Lorenz, B.; **Нормы безопасности европейских ядерных установок*: Zaiss, W.



ЗАКАЗ В СТРАНАХ

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

Заказы бесплатных публикаций следует направлять непосредственно в МАГАТЭ. Контактная информация приводится в конце настоящего перечня.

АВСТРАЛИЯ

DA Information Services

648 Whitehorse Road, Mitcham, VIC 3132, AUSTRALIA

Телефон: +61 3 9210 7777 • Факс: +61 3 9210 7788

Эл. почта: books@dadirect.com.au • Веб-сайт: <http://www.dadirect.com.au>

БЕЛЬГИЯ

Jean de Lannoy

Avenue du Roi 202, 1190 Brussels, BELGIUM

Телефон: +32 2 5384 308 • Факс: +32 2 5380 841

Эл. почта: jean.de.lannoy@euronet.be • Веб-сайт: <http://www.jean-de-lannoy.be>

КАНАДА

Renouf Publishing Co. Ltd.

5369 Canotek Road, Ottawa, ON K1J 9J3, CANADA

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

Эл. почта: order@renoufbooks.com • Веб-сайт: <http://www.renoufbooks.com>

Bernan Associates

4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4391, USA

Телефон +1 800 8653457 • Факс: 1 800 865 3450

Эл. почта: orders@bernan.com • Веб-сайт: <http://www.bernan.com>

ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА

Suweco CZ, spol. S.r.o.

Klecakova 347, 180 21 Prague 9, CZECH REPUBLIC

Телефон +420 242 459 202 • Факс: +420 242 459 203

Эл. почта: nakup@suweco.cz • Веб-сайт: <http://www.suweco.cz>

ФИНЛЯНДИЯ

Akateeminen Kirjakauppa

PO Box 128 (Keskuskatu 1), 00101 Helsinki, FINLAND

Телефон: +358 9 121 41 • Факс: +358 9 121 4450

Эл. почта: akatilaus@akateeminen.com • Веб-сайт: <http://www.akateeminen.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: fabien.boucard@formedit.fr • Веб-сайт: <http://www.formedit.fr>

Lavoisier SAS

14 rue de Provigny, 94236 Cachan CEDEX, FRANCE

Телефон: +33 1 47 40 67 00 • Факс: +33 1 47 40 67 02

Эл. почта: livres@lavoisier.fr • Веб-сайт: <http://www.lavoisier.fr>

L'Appel du livre

99 rue de Charonne, 75011 Paris, FRANCE

Телефон: +33 1 43 07 50 80 • Факс: +33 1 43 07 50 80

Эл. почта: livres@appeldulivre.fr • Веб-сайт: <http://www.appeldulivre.fr>

ГЕРМАНИЯ

Goethe Buchhandlung Teubig GmbH

Schweitzer Fachinformationen

Willstätterstrasse 15, 40549 Düsseldorf, GERMANY

Телефон: +49 (0) 211 49 8740 • Факс: +49 (0) 211 49 87428

Эл. почта: s.dehaan@schweitzer-online.de • Веб-сайт: <http://www.goethebuch.de>

ВЕНГРИЯ

Librotade Ltd., Book Import

PF 126, 1656 Budapest, HUNGARY

Телефон: +36 1 257 7777 • Факс: +36 1 257 7472

Эл. почта: books@librotade.hu • Веб-сайт: <http://www.librotade.hu>

Настоящая публикация была заменена публикацией SSG-2 (Rev. 1).

ИНДИЯ

Allied Publishers

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

Телефон: +91 22 2261 7926/27 • Факс: +91 22 2261 7928

Эл. почта: alliedpl@vsnl.com • Веб-сайт: <http://www.alliedpublishers.com>

Bookwell

3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDIA

Телефон: +91 11 2760 1283/4536

Эл. почта: bkwell@nde.vsnl.net.in • Веб-сайт: <http://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 • Веб-сайт: <http://www.libreriaaeiou.eu/>

ЯПОНИЯ

Maruzen Co., Ltd.

1-9-18 Kaigan, Minato-ku, Tokyo 105-0022, JAPAN

Телефон: +81 3 6367 6047 • Факс: +81 3 6367 6160

Эл. почта: journal@maruzen.co.jp • Веб-сайт: <http://www.maruzen.co.jp>

НИДЕРЛАНДЫ

Martinus Nijhoff International

Koraalrood 50, Postbus 1853, 2700 CZ Zoetermeer, NETHERLANDS

Телефон: +31 793 684 400 • Факс: +31 793 615 698

Эл. почта: info@nijhoff.nl • Веб-сайт: <http://www.nijhoff.nl>

Swets Information Services Ltd.

PO Box 26, 2300 AA Leiden

Dellaertweg 9b, 2316 WZ Leiden, NETHERLANDS

Телефон: +31 88 4679 387 • Факс: +31 88 4679 388

Эл. почта: tbeysens@nl.swets.com • Веб-сайт: <http://www.swets.com>

СЛОВЕНИЯ

Cankarjeva Založba dd

Kopitarjeva 2, 1515 Ljubljana, SLOVENIA

Телефон: +386 1 432 31 44 • Факс: +386 1 230 14 35

Эл. почта: import.books@cankarjeva-z.si • Веб-сайт: http://www.mladinska.com/cankarjeva_zalozba

ИСПАНИЯ

Díaz de Santos, S.A.

Liberias Bookshop • Departamento de pedidos

Calle Albasanz 2, esquina Hermanos Garcia Noblejas 21, 28037 Madrid, SPAIN

Телефон: +34 917 43 48 90 • Факс: +34 917 43 4023

Эл. почта: compras@diazdesantos.es • Веб-сайт: <http://www.diazdesantos.es/>

СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО

The Stationery Office Ltd. (TSO)

PO Box 29, Norwich, Norfolk, NR3 1PD, UNITED KINGDOM

Телефон: +44 870 600 5552

Эл. почта (заказы): books.orders@tso.co.uk • (справки): book.enquiries@tso.co.uk • Веб-сайт: <http://www.tso.co.uk>

СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ

Bernan Associates

4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4391, USA

Телефон: +1 800 865 3457 • Факс: 1 800 865 3450

Эл. почта: orders@bernan.com • Веб-сайт: <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Co. Ltd.

812 Proctor Avenue, Ogdensburg, NY 13669, USA

Телефон: +1 888 551 7470 • Факс: +1 888 551 7471

Эл. почта: orders@renoufbooks.com • Веб-сайт: <http://www.renoufbooks.com>

Организация Объединенных Наций (ООН)

300 East 42nd Street, IN-919J, New York, NY 1001, USA

Телефон: +1 212 963 8302 • Факс: +1 212 963 3489

Эл. почта: publications@un.org • Веб-сайт: <http://www.unp.un.org>

Заказы платных и бесплатных публикаций можно направлять непосредственно по адресу:

IAEA Publishing Section, Marketing and Sales Unit, International Atomic Energy Agency

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria

Телефон: +43 1 2600 22529 или 22488 • Факс: +43 1 2600 29302

Эл. почта: sales.publications@iaea.org • Веб-сайт: <http://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 МАГАТЭ по безопасности предназначены способствовать этому, и я призываю все государства-члены пользоваться ими.»

Юкия Аmano
Генеральный директор