

# Нормы безопасности МАГАТЭ

для защиты людей и охраны окружающей среды

## Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций

Специальное руководство по безопасности  
№ SSG-2 (Rev. 1)



**IAEA**

Международное агентство по атомной энергии

# НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ И ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

## НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

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

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

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

[www.iaea.org/ru/resursy/normy-bezopasnosti](http://www.iaea.org/ru/resursy/normy-bezopasnosti)

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

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

## ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

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

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

Другие публикации МАГАТЭ по вопросам безопасности выпускаются в качестве публикаций по **аварийной готовности и реагированию, докладов по радиологическим оценкам, докладов ИНСАГ** — Международной группы по ядерной безопасности, **технических докладов** и документов серии **ТЕСДОС**. МАГАТЭ выпускает также доклады по радиологическим авариям, учебные пособия и практические руководства, а также другие специальные публикации по вопросам безопасности.

Публикации по вопросам физической безопасности выпускаются в **Серии изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности**.

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

Детерминистический анализ  
безопасности атомных  
электростанций

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

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

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

СЕРИЯ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ, № SSG-2 (Rev. 1)

Детерминистический анализ  
безопасности атомных  
электростанций

СПЕЦИАЛЬНОЕ РУКОВОДСТВО ПО БЕЗОПАСНОСТИ

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ  
ВЕНА, 2023 ГОД

## УВЕДОМЛЕНИЕ ОБ АВТОРСКОМ ПРАВЕ

Все научные и технические публикации МАГАТЭ защищены положениями Всемирной конвенции об авторском праве, принятой в 1952 году (Берн) и пересмотренной 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 оформляется соглашениями типа роялти. Предложения о некоммерческом воспроизведении и переводе приветствуются и рассматриваются в каждом случае в отдельности. Вопросы следует направлять в Издательскую секцию МАГАТЭ по адресу:

Группа маркетинга и сбыта (Marketing and Sales Unit)  
Издательская секция  
Международное агентство по атомной энергии  
Венский международный центр,  
а/я 100,  
А1400 Вена, Австрия  
Факс: +43 1 26007 22529  
Тел.: +43 1 2600 22417  
Эл. почта: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
<https://www.iaea.org/ru/publikacii>

© МАГАТЭ, 2023

Напечатано МАГАТЭ в Австрии  
Февраль 2023 года  
STI/PUB/1851

ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ  
БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ  
МАГАТЭ, ВЕНА, 2023 ГОД  
STI/PUB/1851  
ISBN 978–92–0–426422–7 (печатный формат)  
ISBN 978–92–0–426522–4 (формат pdf)  
ISSN 1020–5845

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Устав МАГАТЭ уполномочивает Агентство «устанавливать или применять ... нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасности для жизни и имущества» — нормы, которые МАГАТЭ должно использовать в своей собственной работе и которые государства могут применять посредством их включения в свои регулирующие положения в области ядерной и радиационной безопасности. МАГАТЭ осуществляет это в консультации с компетентными органами Организации Объединенных Наций и с заинтересованными специализированными учреждениями. Всеобъемлющий свод высококачественных и регулярно пересматриваемых норм безопасности наряду с помощью МАГАТЭ в их применении является ключевым элементом стабильного и устойчивого глобального режима безопасности.

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

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

Ответственность за деятельность по регулированию безопасности возлагается на страны, и многие государства принимают решения применять нормы МАГАТЭ по безопасности в своих национальных регулирующих положениях. Для сторон различных международных конвенций по безопасности нормы МАГАТЭ являются согласованным и надежным средством обеспечения эффективного выполнения обязательств, вытекающих из этих конвенций. Эти нормы применяются также

регулирующими органами и операторами во всем мире в целях повышения безопасности при производстве ядерной энергии и применении ядерных методов в медицине, промышленности, сельском хозяйстве и научных исследованиях.

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



# НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

## ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

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

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

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

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

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

Глобальный режим ядерной безопасности постоянно совершенствуется. Нормы безопасности МАГАТЭ, которые поддерживают осуществление имеющих обязательную силу международных договорно-правовых документов и функционирование национальных инфраструктур безопасности, являются краеугольным камнем этого глобального режима.

Нормы безопасности МАГАТЭ представляют собой полезный инструмент, с помощью которого договаривающиеся стороны оценивают свою деятельность по выполнению этих конвенций.

## НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

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

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

Меры по обеспечению безопасности и физической безопасности<sup>1</sup> 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.

---

<sup>1</sup> См. также публикации в серии изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности.

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

### Основы безопасности

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

### Требования безопасности

Комплексный и согласованный свод требований безопасности устанавливает требования, которые должны выполняться с целью обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды в настоящее время и в будущем. Эти требования устанавливаются в соответствии с целями и принципами, изложенными в Основах безопасности. Если требования не выполняются, то должны приниматься меры для



РИС. 1. Долгосрочная структура Серии норм безопасности МАГАТЭ.

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 конкретно не адресуются, а это означает, что за их выполнение отвечают соответствующие стороны.

### **Руководства по безопасности**

В руководствах по безопасности содержатся рекомендации и руководящие материалы, касающиеся выполнения требований безопасности, и в них выражается международный консенсус в отношении необходимости принятия рекомендуемых мер (или эквивалентных альтернативных мер). В руководствах по безопасности представлена международная надлежащая практика, и они во все большей степени отражают наилучшую практику, помогающую пользователям достичь высокого уровня безопасности. Рекомендации, содержащиеся в руководствах по безопасности, формулируются с применением глагола «следует».

## **ПРИМЕНЕНИЕ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ**

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

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

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

Кроме того, нормы безопасности МАГАТЭ формируют основу для услуг МАГАТЭ по рассмотрению безопасности, и они используются МАГАТЭ для повышения компетентности, включая разработку учебных планов и проведение учебных курсов.

Международные конвенции содержат требования, которые аналогичны требованиям, изложенным в нормах безопасности МАГАТЭ, и являются обязательными для договаривающихся сторон. Нормы безопасности МАГАТЭ, подкрепляемые международными конвенциями, отраслевыми стандартами и подробными национальными требованиями, создают прочную основу для защиты людей и охраны окружающей среды. Существуют также некоторые особые вопросы безопасности, требующие оценки на национальном уровне. Например, многие нормы безопасности МАГАТЭ, особенно нормы, посвященные вопросам планирования или разработки мер по обеспечению безопасности, предназначаются, прежде всего, для применения к новым установкам и видам деятельности. На некоторых существующих установках, сооруженных в соответствии с нормами, принятыми ранее, не возможно выполнять в полном объеме требования, установленные в нормах безопасности МАГАТЭ. Вопрос о том, как нормы безопасности МАГАТЭ должны применяться на таких установках, решают сами государства.

Научные соображения, лежащие в основе норм безопасности МАГАТЭ, обеспечивают объективную основу для принятия решений по вопросам безопасности; однако органы, отвечающие за принятие решений, должны также выносить обоснованные суждения, а также должны определять, как обеспечить оптимальный баланс между пользой от принимаемых мер или осуществляемых мероприятий и связанными с ними радиационными рисками и любыми иными негативными последствиями применения этих мер или мероприятий.

## ПРОЦЕСС РАЗРАБОТКИ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

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



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

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

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

## ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ С ДРУГИМИ МЕЖДУНАРОДНЫМИ ОРГАНИЗАЦИЯМИ

При разработке норм безопасности МАГАТЭ учитываются 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 ядерной и физической безопасности термины следует понимать в соответствии с определениями, приведенными в Глоссарии МАГАТЭ по ядерной и физической безопасности (см. <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>). 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 норм безопасности МАГАТЭ, а также их цель, сфера применения и структура приводятся в разделе 1 «Введение» каждой публикации.

Материал, который нецелесообразно включать в основной текст (например, материал, являющийся 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 не являются неотъемлемой частью основного текста. 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. Посторонний материал, публикуемый в приложениях, приводится в виде выдержек и адаптируется по мере необходимости, с тем чтобы быть в целом полезным.



## СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ .....	1
	Общие сведения (1.1–1.3) .....	1
	Цель (1.4) .....	2
	Область применения (1.5–1.14) .....	2
	Структура (1.15–1.16) .....	5
2.	ОБЩИЕ СООБРАЖЕНИЯ .....	6
	Цели детерминистического анализа безопасности (2.1–2.4) ....	6
	Критерии приемлемости детерминистического анализа безопасности (2.5, 2.6) .....	7
	Анализ неопределенностей в рамках детерминистического анализа безопасности (2.7) .....	8
	Подходы к детерминистическому анализу безопасности (2.8–2.15) .....	9
	Параметры источника выброса радиоактивного материала в окружающую среду (2.16–2.19) .....	11
3.	ИДЕНТИФИКАЦИЯ, КАТЕГОРИЗАЦИЯ И ГРУППИРОВАНИЕ ПОСТУЛИРУЕМЫХ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ И СЦЕНАРИЕВ АВАРИЙ (3.1–3.7) .....	14
	Система управления (3.8) .....	16
	Нормальная эксплуатация (3.9, 3.10) .....	16
	Постулируемые исходные события (3.11–3.22) .....	17
	Идентификация постулируемых исходных событий применительно к ожидаемым при эксплуатации событиям и проектным авариям (3.23–3.36) .....	20
	Общие соображения относительно идентификации запроектных условий (3.37, 3.38) .....	26
	Идентификация запроектных условий без значительной деградации топлива (3.39–3.44) .....	27
	Идентификация запроектных условий с расплавлением активной зоны (3.45–3.50) .....	30
	Идентификация постулируемых исходных событий, вызванных внутренними и внешними опасностями (3.51–3.54) .....	32

	Последовательности событий и аварийные сценарии, которые должны быть «практически исключены» (3.55–3.57) . . . . .	33
4.	<b>КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ (4.1–4.18) . . . . .</b>	<b>35</b>
5.	<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ . . . . .</b>	<b>40</b>
	Основные правила выбора и использования компьютерных кодов (5.1–5.6) . . . . .	40
	Управление процессами в связи с использованием компьютерных кодов (5.7–5.13) . . . . .	42
	Верификация компьютерных кодов (5.14–5.20) . . . . .	44
	Валидация компьютерных кодов (5.21–5.39) . . . . .	45
	Оценка пригодности входных данных (5.40) . . . . .	49
	Документирование компьютерных кодов (5.41–5.43) . . . . .	50
6.	<b>ОСНОВНЫЕ ПОДХОДЫ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЗАПАСОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОМ АНАЛИЗЕ БЕЗОПАСНОСТИ . . . . .</b>	<b>51</b>
	Общие соображения (6.1–6.11) . . . . .	51
	Консервативный подход и комбинированный подход к детерминистическому анализу безопасности с учетом ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий (6.12–6.20) . . . . .	54
	Детерминистический анализ безопасности методом улучшенной оценки с количественной оценкой неопределенностей и с учетом ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий (6.21–6.29) . . . . .	57
7.	<b>ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СОСТОЯНИЯХ СТАНЦИИ . . . . .</b>	<b>60</b>
	Общие соображения (7.1–7.5) . . . . .	60
	Детерминистический анализ безопасности при нормальной эксплуатации (7.6–7.16) . . . . .	61

Реалистичный детерминистический анализ безопасности с учетом ожидаемых при эксплуатации событий (7.17–7.26) . . .	64
Консервативный детерминистический анализ безопасности с учетом ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий (7.27–7.44) . . . . .	66
Детерминистический анализ безопасности с учетом запроектных условий без значительной деградации топлива (7.45–7.55) . . . . .	73
Детерминистический анализ безопасности с учетом запроектных условий с расплавлением активной зоны (7.56–7.67) . . . . .	76
Детерминистический анализ безопасности в поддержку «практического исключения» возможности возникновения условий, которые могли бы привести к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу (7.68–7.72) . . . . .	79
<b>8. ДОКУМЕНТИРОВАНИЕ, РАССМОТРЕНИЕ И ОБНОВЛЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ . . . . .</b>	<b>81</b>
Документирование (8.1–8.14) . . . . .	81
Рассмотрение и обновление детерминистического анализа безопасности (8.15–8.18) . . . . .	84
<b>9. НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ЛИЦЕНЗИАТОМ (9.1–9.21) . .</b>	<b>85</b>
<b>СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ. . . . .</b>	<b>91</b>
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ I: ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ . . . . .</b>	<b>95</b>
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ II: ДИАПАЗОНЫ ЧАСТОТ ДЛЯ КАТЕГОРИЙ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ И ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ . . . . .</b>	<b>105</b>
<b>СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ . . . . .</b>	<b>107</b>



# 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 требованиями, установленными в публикациях Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSR-2/1 (Rev. 1) «Безопасность атомных электростанций: проектирование» [1] и № GSR Part 4 (Rev. 1) «Оценка безопасности установок и деятельности» [2].

1.2. Осуществляемые в настоящее время разработки по обеспечению стабильной и безопасной эксплуатации ядерных реакторов тесно связаны с достижениями в области анализа безопасности. Детерминистический анализ безопасности для нормальной эксплуатации, ожидаемых при эксплуатации событий, проектных аварий и запроектных условий, включая тяжелые аварии, определения которых приводятся в публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] и в Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности [3], является важным инструментальным средством для подтверждения адекватности мероприятий по обеспечению безопасности.

1.3. Настоящее руководство по безопасности заменяет версию 2009 года публикации SSG-21. Внесенные в настоящее руководство по безопасности изменения отражают современный опыт детерминистического анализа безопасности, включенный в документацию по техническому обоснованию безопасности проектов новых АЭС и в применение детерминистического анализа безопасности к действующим АЭС. Данное руководство по безопасности было также обновлено с целью сохранения согласованности с действующими нормами безопасности МАГАТЭ, включая те публикации категории Требований безопасности, которые были актуализированы, с тем чтобы отразить уроки, извлеченные из аварии на АЭС «Фукусима-дайти».

---

<sup>1</sup> Международное агентство по атомной энергии: «Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций». Серия норм МАГАТЭ по безопасности № SSG-2, МАГАТЭ, Вена (2014).

## ЦЕЛЬ

1.4. Целью настоящего руководства по безопасности является предоставление разработчикам проектов, эксплуатирующим организациям, регулирующим органам и организациям технической поддержки рекомендаций и руководящих материалов по проведению детерминистического анализа безопасности и его применению к атомным электростанциям. В нем также содержатся рекомендации по применению детерминистического анализа безопасности для:

- a) подтверждения или оценки соответствия регулирующим требованиям;
- b) выявления возможности повышения уровня безопасности и надежности.

Эти рекомендации предоставляются с целью соблюдения соответствующих требований безопасности, установленных в публикациях SSR 2/1 (Rev. 1) [1] и GSR Part 4 (Rev. 1) [2], и они основаны на современной практике и опыте детерминистического анализа безопасности, выполняемого на атомных электростанциях во всем мире.

## ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

1.5. Настоящее руководство по безопасности применяется к атомным электростанциям. В нем рассмотрены способы выполнения детерминистического анализа безопасности для достижения их цели, связанной с обеспечением соблюдения требований безопасности. Такой анализ в основном требуется для подтверждения надлежащей реализации в проекте функций безопасности, с тем чтобы гарантировать, что существующие барьеры на пути выбросов радиоактивного материала предотвратят неконтролируемый выброс в окружающую среду во всех состояниях станции, и для демонстрации обоснованности эксплуатационных пределов и условий. Кроме того, детерминистический анализ безопасности требуется для определения характеристик потенциальных выбросов (параметров источника выброса) в зависимости от состояния барьеров в различных состояниях станции.

1.6. Основное внимание в настоящем руководстве по безопасности уделяется прежде всего детерминистическому анализу безопасности, выполняемому в целях обеспечения безопасности проектов новых атомных электростанций, однако его положения, в практически

возможной мере, применимы также к повторной оценке безопасности или переоценке действующих атомных электростанций при рассмотрении эксплуатирующими организациями оценки их безопасности. Предполагается, что представленные рекомендации соответствуют области применения, указанной в пунктах 1.3 и 1.6 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]; они, в частности, основаны на опыте детерминистического анализа безопасности водоохлаждаемых реакторов.

1.7. Содержащиеся в настоящем руководстве по безопасности рекомендации ориентированы на наилучшую практику анализа всех состояний станции, предусмотренных проектом, начиная с нормальной эксплуатации, включая ожидаемые при эксплуатации события и проектные аварии, и заканчивая запроектными условиями, включая тяжелые аварии.

1.8. В настоящем руководстве по безопасности рассматриваются ошибки персонала и отказы технологических систем станции (например, систем в активной зоне реактора, системы теплоносителя реактора, защитной оболочки, хранилища топлива или других систем, содержащих радиоактивный материал), которые могут оказывать негативное воздействие на выполнение функций безопасности и, таким образом, приводить к утрате физических барьеров, препятствующих выбросу радиоактивного материала. Анализ самих опасностей, как внутренних, так и внешних (природных или антропогенных), в настоящем руководстве по безопасности не рассматривается, хотя при определении подлежащих анализу исходных событий учитываются эффекты и нагрузки, возникающие в результате опасностей и потенциально приводящие к отказам в технологических системах станции.

1.9. В настоящем руководстве по безопасности рассматривается использование детерминистического анализа безопасности для целей проектирования или лицензирования, направленное на подтверждение, с достаточным запасом, соответствия установленным критериям приемлемости.

1.10. В настоящем руководстве по безопасности рассматриваются различные варианты проведения детерминистического анализа безопасности, а именно консервативный подход, подход на основе метода улучшенной оценки с количественным определением неопределенности и без него и комбинированный подход.

1.11. Основное внимание в настоящем руководстве по безопасности уделено нейтронно-физическому, теплогидравлическому анализу, анализу топлива (или, в случае тяжеловодных реакторов, топливных каналов) и радиологическому анализу. Иные типы анализа, в частности структурный анализ конструкций и элементов оборудования, также являются важным средством для подтверждения безопасности станции. Однако в настоящем руководстве по безопасности подробные руководящие материалы по выполнению такого анализа не представлены, так как такая информация содержится в специальных технических руководствах. Нейтронно-физический и теплогидравлический анализ обеспечивает необходимые граничные условия для структурного анализа.

1.12. Настоящее руководство по безопасности охватывает аспекты анализа выбросов радиоактивного материала вплоть до определения параметров источника выброса в окружающую среду для ожидаемых при эксплуатации событий и аварийных условий (пункты 2.16–2.18). Радиоактивные газообразные выбросы и жидкие сбросы в процессе нормальной эксплуатации в основном контролируются эксплуатационными мерами и в данном руководстве по безопасности не рассматриваются. Также вне рамок настоящего руководства по безопасности находятся вопросы рассеяния радиоактивного материала в окружающей среде и прогнозирования радиологического воздействия на людей и нечеловеческую биоту (см. публикацию Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 3 «Радиационная защита и безопасность источников излучения: Международные основные нормы безопасности» [4]). В то время как основные правила детерминистического анализа безопасности применяются также к анализу радиологических последствий ожидаемых при эксплуатации событий и аварийных условий, настоящее руководство по безопасности не содержит конкретных руководящих материалов в отношении такого анализа. Такие специальные руководящие материалы приводятся в других руководствах по безопасности МАГАТЭ, например, в публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSG-10 «Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities» («Перспективная оценка радиологического воздействия на окружающую среду установок и деятельности») [5].

1.13. В настоящем руководстве по безопасности изложены общие правила и процессы, которыми следует руководствоваться при выполнении детерминистического анализа безопасности. В данном руководстве по безопасности не описываются конкретные явления и не определяются систематически ключевые факторы, существенные для



нейтронно-физического, теплогидравлического анализа, анализа топлива (или топливных каналов) и радиологического анализа. Когда подобная информация приводится в настоящем руководстве по безопасности, это делается для иллюстрации или примера; такую информацию не следует воспринимать как исчерпывающее описание.

1.14. Рекомендации по физической ядерной безопасности в настоящем руководстве по безопасности не рассматриваются. Вообще говоря, документация и электронные записи, связанные с процессами и результатами детерминистического анализа безопасности, содержат ограниченную информацию о размещении и степени уязвимости оборудования и практически не содержат никакой информации о кабельной разводке и других аспектах компоновки станции. Такая информация тем не менее подлежит анализу на предмет наличия конфиденциальных сведений, которые могли бы быть использованы для злоумышленных действий, и такие сведения необходимо надлежащим образом защищать. Руководящие материалы по конфиденциальной информации и защите информации представлены в публикации [6].

## СТРУКТУРА

1.15. Настоящее руководство по безопасности состоит из девяти разделов и двух приложений. Раздел 2 знакомит с некоторыми основными понятиями и терминологией в области детерминистического анализа безопасности как основой для конкретных рекомендаций, изложенных в других разделах. Порядок последующих разделов соответствует общему процессу проведения детерминистического анализа безопасности. В разделе 3 содержится описание методов систематической идентификации, классификации и группирования постулируемых исходных событий и аварийных сценариев, являющихся предметом детерминистического анализа безопасности, и он включает практические рекомендации по выбору событий для анализа при различных состояниях станции. В разделе 4 содержится общий обзор критериев приемлемости, которые должны применяться при детерминистическом анализе безопасности в связи с проектированием и выдачей официальных разрешений для атомных электростанций, и в нем содержится описание правил определения и применения критериев приемлемости. В разделе 5 изложены руководящие материалы по верификации и валидации, выбору и применению компьютерных кодов и моделей станции, в том числе в отношении входных данных, используемых в компьютерных кодах. В разделе 6 содержится описание общих подходов

к обеспечению приемлемых запасов безопасности для подтверждения соответствия критериям приемлемости при любых состояниях станции с акцентом на ожидаемые при эксплуатации события и проектные аварии. В разделе 7 изложены конкретные руководящие материалы по проведению детерминистического анализа безопасности для каждого отдельного состояния станции. В разделе 8 содержатся руководящие материалы по документированию, рассмотрению и обновлению детерминистического анализа безопасности. В разделе 9 приведены руководящие материалы по независимой верификации оценок безопасности, включая верификацию детерминистического анализа безопасности.

1.16. В приложении I представлены дополнительные, помимо проектирования и получения официального разрешения для атомной электростанции, области применения компьютерных кодов, используемых в детерминистическом анализе безопасности. В приложении II приведены диапазоны частот для категорий ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, используемые в некоторых государствах для новых реакторов.

## **2. ОБЩИЕ СООБРАЖЕНИЯ**

### **ЦЕЛИ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ**

2.1. Целью детерминистического анализа безопасности атомных электростанций является подтверждение того, что функции безопасности могут выполняться с необходимой надежностью и что необходимые конструкции, системы и элементы, в сочетании, где это уместно, с действиями оператора, функционируют исправно и достаточно эффективно, с надлежащими запасами безопасности, обеспечивая удержание выбросов радиоактивного материала со станции на уровне ниже допустимых пределов. Детерминистический анализ безопасности направлен на демонстрацию того, что барьеры на пути выброса радиоактивного материала со станции будут сохранять свою целостность в необходимых пределах. Детерминистический анализ безопасности, дополненный дальнейшими конкретной информацией и анализом (такими как информация и анализ, связанные с изготовлением, испытаниями, инспекциями и оценкой опыта эксплуатации) и вероятностным анализом безопасности, также призван способствовать демонстрации того, что параметры источника выброса и

возможные радиологические последствия различных состояний станции являются приемлемыми и что вероятность возникновения определенных условий, которые могут приводить к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу, может считаться «практически исключенной» (см. пункт 3.55).

2.2. Детерминистический анализ безопасности, выполняемый для различных состояний станции, предназначен для демонстрации приемлемости инженерного проектирования, в сочетании с предусмотренными действиями оператора, путем демонстрации соответствия установленным критериям приемлемости.

2.3. Детерминистический анализ безопасности прогнозирует отклик станции на постулируемые исходные события как таковые или в сочетании с дополнительными постулируемыми отказами. При этом применяется набор правил и критериев приемлемости, специфичных для каждого состояния станции. Как правило, такой анализ сосредоточен на нейтронно-физическом, теплогидравлическом, тепломеханическом, структурном и радиологическом аспектах, которые подвергаются анализу с использованием соответствующих вычислительных инструментальных средств. Компьютерное моделирование проводится конкретно для заранее заданных режимов эксплуатации и состояний станции.

2.4. Результатами расчетов являются зависящие от пространственных координат и времени значения выбранных физических переменных (нейтронного потока, тепловой мощности реактора, давления, температуры, расхода и скорости потока теплоносителя первого контура; нагрузок на физические барьеры; концентраций горючих газов; физического и химического состава радионуклидов; состояния деградации активной зоны или давления в защитной оболочке; параметров источника выброса в окружающую среду).

## КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

2.5. Критерии приемлемости применяются в детерминистическом анализе безопасности с целью содействия процессу рассмотрения вопросов приемлемости результатов анализа как подтверждения безопасности

атомной электростанции. Критерии приемлемости могут выражаться в общем, качественном измерении или в форме количественных пределов. Выделяют три категории критериев:

- a) критерии безопасности: критерии, связанные либо непосредственно с радиологическими последствиями эксплуатационных состояний или аварийных условий, либо с целостностью барьеров, препятствующих выбросу радиоактивного материала, с уделением должного внимания поддержанию функций безопасности;
- b) критерии проектирования: проектные пределы для индивидуальных конструкций, систем и элементов, составляющие основу проектирования в качестве существенных предварительных условий соблюдения критериев обеспечения безопасности (см. Требование 28 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]);
- c) эксплуатационные критерии: правила, которые должен соблюдать оператор в ходе нормальной эксплуатации и ожидаемых при эксплуатации событий и которые обеспечивают предварительные условия соблюдения критериев проектирования и, в конечном счете, критериев безопасности.

2.6. В настоящем руководстве по безопасности рассматриваются только критерии приемлемости безопасности. Такие критерии приемлемости с одобрения регулирующего органа могут предусматривать запасы по сравнению с критериями безопасности.

## АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ В РАМКАХ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

2.7. Использование анализа неопределенностей в рамках детерминистического анализа безопасности рассматривается в пунктах 6.21–6.29. Опубликованы некоторые методы выполнения анализа неопределенностей (например, в публикации [7]). Среди них:

- a) использование сочетания экспертной оценки, статистических методов и расчетов чувствительности;
- b) использование данных масштабных экспериментов;
- c) использование расчетов по ограничивающим сценариям.

## ПОДХОДЫ К ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОМУ АНАЛИЗУ БЕЗОПАСНОСТИ

2.8. В таблице 1 перечислены различные варианты проведения детерминистического анализа безопасности с разными уровнями консерватизма, связанными с использованным компьютерным кодом (см. раздел 5), сделанными допущениями относительно эксплуатационной готовности систем, а также с начальными и граничными условиями, примененными при анализе.

2.9. Вариант 1 — это консервативный подход, при котором предполагаемые условия на станции и физические модели устанавливаются консервативно. При консервативном подходе параметрам присваиваются значения, которые будут оказывать неблагоприятное влияние применительно к определенным критериям приемлемости. Концепция консервативного подхода была принята на первоначальном этапе внедрения анализа безопасности в целях его упрощения и компенсации ограничений в моделировании и знании физических явлений за счет высокой степени консерватизма.

ТАБЛИЦА 1. ВАРИАНТЫ ПРОВЕДЕНИЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

Вариант	Тип компьютерного кода	Допущения относительно эксплуатационной готовности систем	Тип начальных и граничных условий
1. Консервативный	Консервативный	Консервативные	Консервативный
2. Комбинированный	Улучшенная оценка	Консервативные	Консервативный
3. Улучшенная оценка плюс анализ неопределенностей	Улучшенная оценка	Консервативные	Улучшенная оценка Отчасти — наиболее неблагоприятные условия
4. Реалистичный*	Улучшенная оценка	Улучшенная оценка	Улучшенная оценка

\* В целях упрощения термины «реалистичный подход» и «реалистичный анализ» используются в настоящем руководстве по безопасности для обозначения анализа методом улучшенной оценки без количественной оценки неопределенностей.

Предполагалось, что такой подход позволит связать многие сходные переходные процессы таким образом, чтобы критерии приемлемости соблюдались для всех них.

2.10. Экспериментальные исследования привели к значительному росту уровня знаний физических явлений, а развитие компьютерных кодов улучшило возможности получения расчетных результатов, которые более точно соответствуют экспериментальным результатам и зарегистрированным последовательностям событий на АЭС. В связи с увеличением возможностей компьютерных кодов, а также в связи с возможными недостатками консервативного подхода (такими как возможная маскировка важных явлений и консерватизм в отношении различных параметров, потенциально исключающих друг друга) вариант 1 в настоящее время используется редко и не рекомендуется для современного анализа безопасности — кроме случаев, когда научные знания и экспериментальная поддержка ограничены. Однако релевантность варианта 1 сохраняется, так как он может быть использован при анализе прошлого опыта.

2.11. Вариант 2 — это комбинированный подход, основанный на применении моделей и компьютерных кодов улучшенной оценки вместо консервативных моделей и кодов (пункт 6.12). Коды улучшенной оценки применяются в сочетании с консервативными начальными и граничными условиями, а также с консервативными допущениями, сделанными в отношении эксплуатационной готовности систем в предположении, что, исходя из опыта эксплуатации станции, все неопределенности, связанные с моделями кодов, точно установлены, а используемые параметры станции являются консервативными. Полный анализ требует использования исследований чувствительности в целях обоснования выбора консервативных входных данных. Вариант 2 в основном применяется для проектных аварий и для консервативного анализа ожидаемых при эксплуатации событий.

2.12. Вариант 3 — это подход «улучшенная оценка плюс анализ неопределенностей». Это позволяет применять компьютерные коды улучшенной оценки вместе с более реалистичными допущениями. Может быть использована комбинация улучшенной оценки и отчасти неблагоприятных (т.е. в какой-то степени консервативных) начальных и граничных условий с учетом весьма низкой вероятности того, что все параметры будут иметь наиболее пессимистичные значения в одно и то же время. В отношении эксплуатационной готовности систем обычно делаются консервативные допущения. Для того чтобы обеспечить общий консерватизм, необходимый для анализа проектных аварий,

неопределенности должны быть выявлены, переведены в количественное выражение и статистически объединены. Вариант 3 отличается определенной степенью консерватизма и в настоящее время принимается для некоторых проектных аварий и для консервативного анализа ожидаемых при эксплуатации событий.

2.13. По существу, варианты 2 и 3 являются совершенно разными типами анализа. Однако на практике зачастую применяется комбинация вариантов 2 и 3. Это связано с тем, что при наличии исчерпывающих данных обычно применяются входные данные улучшенной оценки, а когда данные ограничены, обычно применяются консервативные входные данные. Разница между этими вариантами состоит в статистическом объединении неопределенностей.

2.14. Детерминистический анализ безопасности, выполненный в соответствии с вариантами 1–3, считается консервативным с уменьшением уровня консерватизма от варианта 1 до варианта 3 (см. пункты 2.9–2.13).

2.15. Вариант 4 позволяет применять модели и компьютерные коды улучшенной оценки, а также улучшенные оценки эксплуатационной готовности систем и начальных и граничных условий. Вариант 4 подходит для реалистичного анализа ожидаемых при эксплуатации событий, нацеленного на оценку возможностей систем контроля и управления (см. пункты 7.17–7.44), и в общем случае — для анализа методом улучшенной оценки запроектных условий (см. пункты 7.45–7.67), а также для обоснования предписанных действий оператора при реалистичном анализе. Детерминистический анализ эксплуатационных событий, который может потребовать краткосрочного ослабления регулирующих требований, также может основываться на моделировании с использованием подхода на основе метода улучшенной оценки. Более подробную информацию о допущениях, принимаемых при моделировании и применимых к различным вариантам, см. в разделе 7.

## ПАРАМЕТРЫ ИСТОЧНИКА ВЫБРОСА РАДИОАКТИВНОГО МАТЕРИАЛА В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

2.16. Существенным компонентом детерминистического анализа безопасности является определение параметров источника выброса радиоактивного материала как ключевого фактора для прогнозирования рассеяния таких материалов в окружающей среде и, в конечном счете,

доз облучения персонала станции и населения, а также радиологического воздействия на окружающую среду. Параметры источника выброса — это «количество и изотопный состав *радиоактивного материала* в выбросе (или постулируемом выбросе) с *установки*» [3]; и он «используется в моделировании *выбросов* радионуклидов в *окружающую среду*, особенно применительно к *авариям на ядерных установках* или *выбросам из радиоактивных отходов в пунктах захоронения*» [3].

2.17. Для оценки параметров источника выброса на ядерной установке необходимо выявить источники излучения, определить количества образовавшихся радионуклидов и выяснить механизмы, посредством которых радиоактивный материал может мигрировать из источника через установку в окружающую среду. В условиях аварии оценка параметров источника выброса требует применения кодов моделирования, способных прогнозировать выход продуктов ядерного деления из твэлов, перенос через систему первого контура и защитную оболочку или через здание бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива, соответствующие химические процессы, влияющие на такой перенос, и форму, в которой радиоактивный материал поступает в окружающую среду.

2.18. Параметры источника выброса оцениваются для эксплуатационных состояний и аварийных условий по следующим причинам:

- a) чтобы подтвердить, что проект оптимизирован настолько, что параметры источника выброса снижены до уровня, который может быть разумно достижим во всех состояниях станции;
- b) в поддержку демонстрации того, что вероятность определенных условий, которые могут привести к раннему или крупному радиоактивному выбросу, может считаться «практически исключенной»;
- c) для демонстрации того, что проектом гарантируется соблюдение требований радиационной защиты, включая ограничения в отношении доз облучения;



- d) для обеспечения основы для планирования противоаварийных мероприятий<sup>2</sup>, требуемых для защиты жизни, здоровья людей и охраны окружающей среды в случае аварийной ситуации на атомной электростанции;
- e) в обоснование определения условий для аттестации оборудования, работоспособность которого требуется в аварийных условиях;
- f) с целью предоставления данных для деятельности по обучению в связи с противоаварийными мероприятиями;
- g) в поддержку проектирования средств обеспечения безопасности для смягчения последствий тяжелых аварий (например, систем фильтруемого сброса давления в защитной оболочке и рекомбинаторов горючих газов; см. публикацию Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSG-54 «Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants» («Программы управления авариями на атомных электростанциях») [11]).

2.19. Общие правила, представленные в настоящем руководстве по безопасности для детерминистического анализа безопасности атомных электростанций, также применимы к определению параметров источника выброса. В некоторых пунктах настоящего руководства по безопасности аспекты, связанные с определением параметров источника выброса, упоминаются, чтобы напомнить читателям о применимости общих правил к данной конкретной области применения.

---

<sup>2</sup> Применение и введение таких мероприятий не рассматривается в настоящем руководстве по безопасности. Требования в отношении этих мероприятий определены в публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 7 «Готовность и реагирование в случае ядерной и радиологической аварийной ситуации» [8], а рекомендации изложены в публикациях Серии норм безопасности МАГАТЭ № GS-G-2.1 «Меры по обеспечению готовности к ядерной или радиологической аварийной ситуации» [9] и № GSG-2 «Критерии для использования при обеспечении готовности и реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации» [10].

### **3. ИДЕНТИФИКАЦИЯ, КАТЕГОРИЗАЦИЯ И ГРУППИРОВАНИЕ ПОСТУЛИРУЕМЫХ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ И СЦЕНАРИЕВ АВАРИЙ**

3.1. Согласно определению «состояний станции (*учитываемых в проекте*)», содержащемуся в публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1], к состояниям станции, учитываемым при детерминистическом анализе безопасности, относятся следующие:

- a) нормальная эксплуатация;
- b) ожидаемые при эксплуатации события;
- c) проектные аварии;
- d) запроектные условия, включая последовательности событий без значительной деградации топлива и последовательности, приводящие к расплавлению активной зоны.

3.2. Детерминистический анализ безопасности должен охватывать все постулируемые исходные события в любой части станции, потенциально ведущие к радиоактивному выбросу в окружающую среду как сами по себе, так и в сочетании с вероятными дополнительными отказами, например, отказами управляющих и ограничивающих систем<sup>3</sup> и соответствующих функций безопасности. Сюда включаются события, которые могут приводить к выбросу радиоактивного материала не только из активной зоны реактора, но также из других соответствующих источников, таких как топливные элементы, которые хранятся на станции, и системы, связанные с обращением с радиоактивным материалом.

3.3. В надлежащих случаях следует учитывать возможность того, что одна и та же причина способна одновременно инициировать исходные события в нескольких или даже во всех реакторах в случае многоблочной АЭС, хранилищах отработавшего топлива или любых других источниках потенциальных радиоактивных выбросов на данной площадке (пункт 5.15B публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]).

---

<sup>3</sup> В настоящем руководстве по безопасности термин «управляющие и ограничивающие системы» относится не только к контрольно-измерительным системам для управления и ограничения переменных параметров станции, но также и к системам для нормальной эксплуатации и системам, связанным с ожидаемыми при эксплуатации событиями, которые активируются этими системами.

3.4. При детерминистическом анализе безопасности следует учитывать постулируемые исходные события, которые могут возникать во всех режимах нормальной эксплуатации. В начальных условиях следует предполагать стационарный режим с нормальной эксплуатацией оборудования перед исходным событием.

3.5. Следует учитывать все возможные конфигурации в режиме останова, включая останов на перегрузку топлива и на техническое обслуживание. В этих режимах повышенный риск может ассоциироваться со следующими возможными отказами или иными факторами, которые могут иметь место во время останова и которые следует учитывать:

- a) невозможность автоматического или ручного запуска некоторых систем безопасности;
- b) выключенные системы автоматики;
- c) оборудование, выведенное на техническое обслуживание или ремонт;
- d) снижение объема теплоносителя в первом контуре и, в случае некоторых режимов, во втором контуре;
- e) невозможность измерений вследствие выключенных или неработоспособных контрольно-измерительных приборов;
- f) разуплотненный первый контур;
- g) разуплотненная защитная оболочка.

3.6. Для постулируемых исходных событий, которые могут возникнуть в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива, следует учитывать особые режимы эксплуатации, связанные с операциями с топливом и его хранением.

3.7. Постулируемые исходные события в различных режимах эксплуатации станции с пренебрежимо малой длительностью могут быть исключены из детерминистического анализа безопасности, если тщательный анализ и количественная оценка подтвердят, что их возможный вклад в общий риск, включая риск возникновения условий, которые могут спровоцировать ранний или крупный радиоактивный выброс, также пренебрежимо мал. Тем не менее, для каждого отдельного случая следует рассматривать необходимость предупреждения или смягчения последствий таких событий с помощью соответствующих процедур или средств.

## СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ

3.8. При выполнении детерминистического анализа безопасности и применении его результатов, для соблюдения Требований 1–3 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] и требований, установленных в публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 2 «Лидерство и менеджмент для обеспечения безопасности» [14], следует учитывать рекомендации публикаций Серии норм безопасности МАГАТЭ № GS-G-3.1 «Применение системы управления для установок и деятельности» [12] и № GS-G-3.5 «Система управления для ядерных установок» [13].

## НОРМАЛЬНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ

3.9. В детерминистический анализ безопасности следует включать анализ нормальной эксплуатации, определяемой как эксплуатация в рамках заданных эксплуатационных пределов и условий. Нормальная эксплуатация, как правило, должна включать такие эксплуатационные условия, как:

- a) нормальный пуск реактора после останова, выход на критичность и выход на полную мощность;
- b) работа на мощности, включая эксплуатацию на полной и на низкой мощности;
- c) изменение мощности реактора, включая режимы следования за нагрузкой и возврат к полной мощности после длительной работы на низкой мощности, если имеет место;
- d) останов реактора после работы на мощности;
- e) горячий останов;
- f) процесс расхолаживания;
- g) холодный останов;
- h) перегрузка топлива в режиме останова или, в надлежащих случаях, при нормальной эксплуатации на мощности;
- i) останов для перегрузки топлива или обслуживания, когда имеет место разуплотнение границы давления первого контура или защитной оболочки реактора;
- j) режимы нормальной эксплуатации бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива;
- k) хранение свежего ядерного топлива и обращение с ним.

3.10. Следует учитывать, что в некоторых случаях в ходе нормальной эксплуатации основные параметры станции меняются в связи с переходом в другие режимы работы или изменением мощности. Главная цель анализа переходных режимов, возникающих при нормальной эксплуатации, — продемонстрировать возможность поддержания параметров станции в рамках заданных эксплуатационных пределов и условий.

## ПОСТУЛИРУЕМЫЕ ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ

3.11. Прогнозирование поведения станции в состояниях станции, отличных от нормальной эксплуатации (ожидаемые при эксплуатации события, проектные аварии и запроектные условия), должно основываться на перечне постулируемых исходных событий, характерных для станции, определенные последовательности которых могут сочетаться с дополнительными отказами оборудования или ошибками человека.

3.12. Следует подготовить перечень постулируемых исходных событий. Он должен быть исчерпывающим, чтобы обеспечить проведение как можно более полного анализа поведения станции, с тем чтобы **«в проекте были предусмотрены и учтены все прогнозируемые события, имеющие потенциальные серьезные последствия, и все прогнозируемые события, имеющие значительную частоту возникновения»** (Требование 16 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]).

3.13. В перечне постулируемых исходных событий следует надлежащим образом учитывать опыт эксплуатации, включая, в зависимости от доступности необходимых данных, опыт эксплуатации данной атомной электростанции или аналогичных станций.

3.14. Подготовленный перечень постулируемых исходных событий следует определять таким образом, чтобы он охватывал все вероятные отказы, в том числе:

- a) отказы конструкций, систем и элементов станции (или, в надлежащих случаях, частичные отказы), включая возможные ложные срабатывания;
- b) отказы в связи с ошибками оператора, которые могут варьироваться от неправильно или не полностью выполненных операций технического обслуживания до неправильных настроек пределов управляющего оборудования либо до неправильных действий оператора;

- с) отказы конструкций, систем и элементов станции в результате воздействия внутренних и внешних опасностей.

3.15. Все последующие отказы в результате конкретного постулируемого исходного события на станции следует учитывать при анализе реакции станции как часть постулируемого исходного события. Следует учитывать, что:

- а) если исходным событием является отказ части электрической распределительной системы, то при анализе ожидаемых при эксплуатации событий, проектных аварий и запроектных условий следует предполагать неготовность всего оборудования, которое снабжается электроэнергией от этой части распределительной системы;
- б) если исходное событие относится к энергетическим событиям, таким как отказ системы, находящейся под давлением, который ведет к выбросу горячей воды или биению трубопровода, то в анализ ожидаемых при эксплуатации событий, проектных аварий или запроектных условий следует включать рассмотрение возможного отказа оборудования, которое может подвергнуться воздействию такого события;
- с) для внутренних опасностей, таких как пожары или подтопления, или для отказов, вызванных воздействием внешних опасностей, таких как землетрясения, при задании постулируемого исходного события, вызываемого такими воздействиями, следует учитывать отказ всех видов оборудования, конструкция которого не рассчитана на воздействие такого события или не защищена от него.

3.16. Помимо набора исходных и последующих отказов при детерминистическом анализе безопасности предполагаются другие отказы с целью обеспечения консерватизма (например, исходя из критерия единичного отказа в проектных авариях) или глубокоэшелонированной защиты (например, в случае отказа по общей причине). Следует различать такие отказы и те отказы, которые косвенно или напрямую вызваны постулируемым исходным событием. Наконец, некоторые отказы могут быть добавлены для создания набора похожих событий с целью ограничения количества анализов.

3.17. В постулируемые исходные события следует включать только те отказы (исходные или последующие), которые непосредственно ведут к затруднению выполнения функций безопасности и в конечном

счете угрожают целостности барьеров, препятствующих выбросам радиоактивного материала. Поэтому опасности, как внутренние, так и внешние (природные или антропогенные), не следует рассматривать как постулируемые исходные события сами по себе. Однако нагрузки, связанные с этими опасностями, включая множественные отказы, вызванные воздействием этих опасностей, следует рассматривать в качестве потенциальной причины постулируемых исходных событий.

3.18. Пункт 5.32 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] гласит:

«Если результаты инженерно-технической оценки, детерминистических оценок безопасности и вероятностных оценок безопасности указывают на то, что сочетания событий могут приводить к возникновению ожидаемых при эксплуатации событий или аварийных условий, такие сочетания событий должны считаться проектными авариями или должны быть включены в состав запроектных условий, что зависит, главным образом, от вероятности их возникновения».

3.19. Набор постулируемых исходных событий следует определять системным образом. Следует принять структурированный подход к определению таких постулируемых исходных событий, включающий следующее:

- a) применение таких аналитических методов, как анализ опасностей и работоспособности, анализ режимов и последствий отказов, инженерная оценка и основные логические схемы;
- b) сравнение с перечнем постулируемых исходных событий, разработанным для анализа безопасности аналогичных станций (которое обеспечивает нераспространение ранее идентифицированных недостатков);
- c) анализ данных опыта эксплуатации аналогичных станций;
- d) применение выводов и результатов вероятностного анализа безопасности.

3.20. Определенные ограничивающие отказы (такие как аварии с потерей теплоносителя с разрывом трубопровода большого диаметра, разрывы основных паропроводов или питательных трубопроводов и выброс регулирующего стержня в реакторах с водой под давлением или падение стержня в кипящих реакторах) традиционно рассматриваются при детерминистическом анализе безопасности как проектные аварии. Такие

аварии следует рассматривать, поскольку они являются репрезентативными для того типа аварий, от последствий которых реактор необходимо защищать. Их не следует исключать из категории проектных аварий, если только обратное не будет показано путем тщательного анализа и количественной оценки их потенциального вклада в общий риск, в том числе в возникновение условий, способных привести к раннему или крупному радиоактивному выбросу.

3.21. Отказы во вспомогательных системах, препятствующие работе систем, необходимых для нормальной эксплуатации, также следует рассматривать в качестве постулируемых исходных событий, если такие отказы в конечном счете требуют срабатывания систем защиты реактора или систем безопасности.

3.22. Набор постулируемых исходных событий следует рассматривать в процессе проектирования и оценки безопасности в рамках итеративного процесса с участием этих двух видов деятельности. Постулируемые исходные события следует также периодически рассматривать в ходе эксплуатации станции, например в рамках периодического рассмотрения безопасности, с целью обеспечения их актуальности.

### ИДЕНТИФИКАЦИЯ ПОСТУЛИРУЕМЫХ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ОЖИДАЕМЫМ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЯМ И ПРОЕКТНЫМ АВАРИЯМ

3.23. Постулируемые исходные события следует объединять в репрезентативные группы последовательностей событий с учетом физической эволюции постулируемых исходных событий. В каждую группу следует включать последовательности событий, которые приводят к аналогичным угрозам для выполнения функций безопасности и для целостности барьеров и требуют аналогичных смягчающих систем, обеспечивающих перевод станции в безопасное состояние. Поэтому они могут быть ограничены одной характерной последовательностью событий, на которую обычно ссылаются при работе с группой (и которая зачастую идентифицируется по самому постулируемому исходному событию, ассоциируемому с группой). Эти группы также подразделяются на категории в соответствии с частотой возникновения (см. пункт 3.27). Такой подход позволяет выбирать одни и те же критерии приемлемости и исходные условия и применять одни и те же допущения и методы ко всем постулируемым исходным событиям, сгруппированным в рамках



одной репрезентативной последовательности. Например, постулируемые исходные события «остановка главного питательного насоса», «остановка всех главных питательных насосов» и «изолируемый разрыв в основной системе питательной воды» обычно группируются в одну характерную последовательность «потеря основной питательной воды».

3.24. Характерные последовательности событий также можно группировать по типу последовательности с заострением внимания на таких аспектах, как уменьшение охлаждения активной зоны и рост давления в системе теплоносителя реактора, рост давления в защитной оболочке, радиологические последствия или термический удар под давлением. В примере, приведенном в пункте 3.23, репрезентативная последовательность событий «потеря основной питательной воды» была бы отнесена к типу последовательности событий «снижение теплоотвода из реактора».

3.25. Постулируемые исходные события, связанные с ожидаемыми при эксплуатации событиями и проектными авариями, должны отражать конкретные характеристики проекта. Некоторые типичные постулируемые исходные события и связанные с ними последовательности событий предложены в пункте 3.28 для ожидаемых при эксплуатации событий и в пункте 3.30 для проектных аварий, исходя из следующих обычных типов последовательностей:

- a) увеличение или уменьшение теплоотвода из системы теплоносителя реактора;
- b) увеличение или снижение расхода теплоносителя в системе теплоносителя реактора;
- c) отклонения, связанные с реактивностью и распределением мощности в активной зоне реактора или отклонения, связанные с реактивностью, в свежем или отработавшем топливе в хранилище;
- d) увеличение или уменьшение количества теплоносителя в реакторе;
- e) утечки из системы теплоносителя реактора с потенциальным байпасированием защитной оболочки;
- f) утечки за пределы защитной оболочки;
- g) снижение или потеря охлаждения топлива в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива;
- h) потеря охлаждения топлива при перегрузке на мощности (для тяжеловодных реакторов корпусного типа);
- i) выброс радиоактивного материала из подсистемы или элемента (как правило, из систем обработки или хранения радиоактивных отходов).

3.26. Для целей анализа параметров источника выброса может оказаться уместным специальное группирование постулируемых исходных событий, обеспечивающее адекватное рассмотрение различных путей попадания радиоактивного материала в окружающую среду. Особое внимание следует уделять авариям, при которых выброс радиоактивного материала может пойти в обход защитной оболочки, ввиду потенциально серьезных последствий даже в случае относительно небольших выбросов.

3.27. Репрезентативные последовательности событий в пределах каждой из групп постулируемых исходных событий также следует подразделять на категории исходя из частоты возникновения наиболее часто повторяющегося постулируемого исходного события в группе. Отнесение каждого из постулируемых исходных событий к тому или иному диапазону частот возникновения следует проверять с помощью соответствующей методологии. Возможные категории ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий с их ориентировочными диапазонами частот, применяемые в некоторых государствах для новых реакторов, представлены в таблице II–1 приложения II.

3.28. К типичным примерам постулируемых исходных событий, ведущих к последовательностям событий, отнесенных к категории ожидаемых при эксплуатации событий, следует относить перечисленные ниже события, отсортированные по типам последовательностей. Данный перечень является во многом ориентировочным; реальный же перечень будет зависеть от типа реактора и фактического проекта:

- a) повышение теплоотвода от реактора: самопроизвольное открытие паросбросных клапанов; неисправности в системе регулирования давления, ведущие к увеличению расхода пара; неисправности в системе питательной воды, ведущие к более интенсивному теплоотводу;
- b) снижение теплоотвода от реактора: отключение питательных насосов; уменьшение расхода пара по различным причинам (неисправности в системе регулирования, закрытие клапана острого пара, отключение турбины, потеря внешней нагрузки или другие нарушения в работе внешней сети энергоснабжения, потеря энергоснабжения, ухудшение вакуума в конденсаторе турбины);
- c) увеличение расхода теплоносителя в системе теплоносителя реактора: запуск главного циркуляционного насоса;

- d) уменьшение расхода теплоносителя в системе теплоносителя реактора: отключение одного или нескольких циркуляционных насосов; непреднамеренное отключение одной петли основного контура теплоносителя (если применимо);
- e) аномалии реактивности и аномалии распределения мощности в активной зоне реактора: непреднамеренное извлечение регулирующего стержня (или группы регулирующих стержней); уменьшение концентрации раствора борной кислоты в ядерном реакторе в связи с неисправностью системы компенсации объема и борного регулирования (для реакторов с водой под давлением); неправильное размещение топливной сборки;
- f) аномалии реактивности топлива в хранилище свежего или отработавшего топлива: уменьшение концентрации борной кислоты в бассейне выдержки отработавшего топлива;
- g) потеря циркуляции замедлителя либо уменьшение или потеря теплоотвода от замедлителя (для тяжеловодных реакторов корпусного типа);
- h) увеличение объема теплоносителя в реакторе: неисправности в системе компенсации объема и борного регулирования; повышенный расход питательной воды (для кипящих реакторов); самопроизвольное срабатывание системы аварийного охлаждения активной зоны;
- i) уменьшение объема теплоносителя: весьма незначительная потеря теплоносителя в связи с неисправностью измерительной линии;
- j) уменьшение или потеря охлаждения топлива в бассейнах выдержки отработавшего топлива: потеря внешнего энергоснабжения; неисправности в системе отвода остаточного тепловыделения; утечка теплоносителя из бассейна;
- k) выброс радиоактивного материала в связи с утечкой теплоносителя из системы реактора с потенциальным байпасированием защитной оболочки;
- l) выброс радиоактивного материала в связи с утечкой из подсистемы или элемента: незначительная утечка из системы обращения с радиоактивными отходами или из системы радиоактивных сточных вод.

3.29. Следует определить подгруппу постулируемых исходных событий, которые потенциально могут привести к проектным авариям. Все постулируемые исходные события, определенные как инициаторы ожидаемых при эксплуатации событий, также подлежат анализу по правилам для проектных аварий, т. е. с демонстрацией возможности управления ими «благодаря действиям по обеспечению безопасности,

предусматривающим автоматическое срабатывание систем безопасности в сочетании с предписываемыми действиями оператора» (пункт 5.75(е) публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]). Несмотря на то, что сюда не принято включать постулируемые исходные события с очень низкой частотой возникновения, при установлении нижнего предела частоты следует учитывать целевые уровни безопасности для конкретного реактора.

3.30. К типичным примерам постулируемых исходных событий, ведущих к последовательностям событий, классифицируемым как проектные аварии, следует относить перечисленные ниже события, отсортированные по типам последовательностей. Данный перечень является во многом ориентировочным; реальный же перечень будет зависеть от типа реактора и фактического проекта:

- a) повышение теплоотода от реактора: разрывы паропроводов;
- b) снижение теплоотода от реактора: потеря питательной воды;
- c) уменьшение расхода теплоносителя в системе теплоносителя реактора: заклинивание или поломка вала главного циркуляционного насоса; отключение всех циркуляционных насосов;
- d) аномалии реактивности и аномалии распределения мощности: неконтролируемое извлечение регулирующего стержня (или группы регулирующих стержней); выброс регулирующего стержня (для реакторов с водой под давлением); авария с падением стержня (для кипящих реакторов); уменьшение концентрации борной кислоты в реакторе в связи с подключением отключенной петли (для реакторов с водой под давлением);
- e) уменьшение объема теплоносителя в реакторе: спектр аварий с возможной потерей теплоносителя; непреднамеренное открытие предохранительных клапанов первого контура; утечки теплоносителя первого контура во второй контур;
- f) уменьшение или потеря охлаждения топлива в бассейнах выдержки отработавшего топлива: разрыв трубопровода, питающего бассейн водой;
- g) потеря охлаждения топлива при перегрузке реактора на мощности (для тяжеловодных реакторов корпусного типа);
- h) потеря циркуляции замедлителя либо уменьшение или потеря теплоотода от замедлителя (для тяжеловодных реакторов корпусного типа);
- i) выброс радиоактивного материала в связи с утечкой в системе теплоносителя реактора с потенциальным байпасированием защитной оболочки или выброс радиоактивного материала из подсистемы

или элемента: перегрев или повреждение отработавшего топлива при транспортировке или хранении; разрыв в системе обработки газообразных или жидких отходов;

- ж) отказ системы охлаждения торцевого защитного экрана (для тяжеловодных реакторов корпусного типа).

3.31. Вероятностный анализ следует применять в помощь детерминистическому анализу при обосновании категоризации постулируемых исходных событий в соответствии с частотой их возникновения. При расчете частоты следует учитывать относительные частоты эксплуатационного(ых) состояния(ий) станции, в котором(ых) постулируемое исходное событие могло бы произойти, такого(их) как работа на номинальной мощности или горячий останов. Особо тщательно следует обеспечивать отнесение переходного режима, потенциально способного нарушить целостность барьеров, к определенной категории, соответствующей его возможному воздействию на барьеры.

3.32. Из каждой категории событий следует выбрать ряд предельных случаев, известных как ограничивающие или огибающие сценарии (см. пункт 3.27). Эти ограничивающие или огибающие сценарии следует выбирать таким образом, чтобы в совокупности они включали случаи, создающие максимально возможные проблемы для обеспечения соответствия каждому из релевантных критериев приемлемости и в том числе предполагающие предельные значения эксплуатационных параметров оборудования, связанного с безопасностью. Для того чтобы были охвачены все возможные постулируемые исходные события в группе, можно объединять несколько постулируемых исходных событий в рамках одного ограничивающего сценария и/или усиливать их последствия. Анализ безопасности должен подтвердить, что группирование и ограничение исходных событий является приемлемым.

3.33. Каждое отдельное событие в некоторых случаях подлежит анализу с различных точек зрения с применением различных критериев приемлемости. Типичный пример — авария с потерей теплоносителя, анализ которой следует провести по многим аспектам, включая ухудшение охлаждения активной зоны, рост давления в защитной оболочке, перенос и выброс радиоактивного материала в окружающую среду, а также, особенно для реакторов с водой под давлением, утечку теплоносителя первого контура в парогенераторе с байпасированием защитной оболочки,

термический удар под давлением и снижение концентрации борной кислоты (авария, связанная с реактивностью), например, в связи с режимом кипения и конденсации.

3.34. Следует также проводить оценку аварий при обращении со свежим или облученным топливом. Такие аварии могут возникать внутри и снаружи защитной оболочки.

3.35. Существует ряд других типов постулируемых исходных событий, способных приводить к выбросу радиоактивного материала из защитной оболочки, для которых следует оценивать параметры источника выброса. К таким событиям относятся:

- a) уменьшение или потеря охлаждения топлива в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива, когда бассейн расположен вне защитной оболочки;
- b) рост реактивности свежего или отработавшего топлива;
- c) аварийный выброс из вспомогательных систем, содержащих радиоактивный материал в твердом, жидком или газообразном состоянии;
- d) отказ в таких системах или элементах, как фильтры или баки выдержки, предназначенных для ограничения выбросов радиоактивного материала при нормальной эксплуатации;
- e) авария при перегрузке или обслуживании, когда реактор или защитная оболочка могут быть находиться в разуплотненном состоянии.

3.36. Частота, поставленная в соответствие той или иной ограничивающей последовательности событий из разряда ожидаемых при эксплуатации событий или проектных аварий, должна представлять собой ограничивающую частоту, установленную для постулируемых исходных событий, объединенных в одну группу.

## ОБЩИЕ СООБРАЖЕНИЯ ОТНОСИТЕЛЬНО ИДЕНТИФИКАЦИИ ЗАПРОЕКТНЫХ УСЛОВИЙ

3.37. Требование 20 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] гласит:

**«На основе инженерно-технической оценки, детерминистических оценок и вероятностных оценок должен быть определен набор запроектных условий в целях дальнейшего повышения**

**безопасности АЭС посредством укрепления способности станции выдерживать без неприемлемых радиологических последствий аварии, более тяжелые, чем проектные аварии, либо аварии, которые связаны с дополнительными отказами. Эти запроектные условия должны использоваться для выявления дополнительных аварийных сценариев, которые следует учитывать при проектировании, и планирования практически осуществимых мер по предотвращению таких аварий или смягчению их последствий».**

3.38. Запроектные условия следует подразделять на две категории: запроектные условия без значительной деградации топлива и запроектные условия, влекущие за собой расплавление активной зоны, т. е. тяжелые аварии<sup>4</sup>. Для этих двух категорий могут применяться разные критерии приемлемости и разные правила детерминистического анализа безопасности.

#### **ИДЕНТИФИКАЦИЯ ЗАПРОЕКТНЫХ УСЛОВИЙ БЕЗ ЗНАЧИТЕЛЬНОЙ ДЕГРАДАЦИИ ТОПЛИВА**

3.39. Первоначальный отбор последовательностей для запроектных условий без значительной деградации топлива должен основываться на рассмотрении весьма низкочастотных отдельных исходных событий или множественных отказов на предмет выполнения критериев приемлемости в отношении предотвращения повреждения активной зоны.

3.40. Следует детерминистическим путем разработать перечень запроектных условий без значительной деградации топлива. К соответствующим запроектным условиям следует относить:

- a) исходные события, которые могут повлечь за собой последствия, превышающие возможности систем безопасности, которые рассчитаны на проектные аварии. Типичным примером является множественный разрыв трубок парогенератора реактора с водой под давлением, выходящий за рамки проектных допущений;

---

<sup>4</sup> В некоторых государствах эти две категории запроектных условий обозначены, соответственно, как «запроектные условия А» (без значительной деградации топлива) и «запроектные условия В» (с расплавлением активной зоны).

- b) ожидаемые при эксплуатации события или проектные аварии, имеющие относительно высокую частоту возникновения, в сочетании с множественными отказами (например, отказами резервных каналов по общей причине), которые не позволяют системам безопасности выполнять их предусмотренную функцию контроля над постулируемым исходным событием. Типичный пример — авария с потерей теплоносителя без срабатывания аварийного впрыска. К причинам отказов систем безопасности неявно относятся отказы вспомогательных систем. Выявление таких последовательностей следует осуществлять на основе систематического анализа влияния на станцию полного отказа любой из систем безопасности, на работу которой делается расчет при анализе безопасности, для каждого ожидаемого при эксплуатации события или проектной аварии (и, в частности, для наиболее часто происходящих ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий);
- c) вероятные постулируемые исходные события, связанные с множественными отказами и приводящие к потере системы безопасности, когда она используется по назначению в ходе нормальной эксплуатации. Это относится к тем проектам, в которых, например, используется одна и та же система для теплоотвода как в случае аварии, так и в случае останова. Такие последовательности определяются на основе систематического анализа влияния на станцию полного отказа любой из систем безопасности, используемых в процессе нормальной эксплуатации.

3.41. Запроектные условия в значительной степени зависят от конкретной технологии и проекта, однако приведенный ниже перечень запроектных условий без значительной деградации топлива следует применять как предварительный и ориентировочный, который требуется определенным образом адаптировать к типу и проекту станции:

- a) исходные события с очень низкой вероятностью возникновения, как правило, не относимые к проектным авариям:
  - i) множественные разрывы трубок парогенератора (для реакторов с водой под давлением, тяжеловодных реакторов корпусного типа);
  - ii) разрыв паропровода свежего пара и вызванные этим множественные разрывы трубок парогенератора (для реакторов с водой под давлением, тяжеловодных реакторов корпусного типа);
- b) ожидаемые при эксплуатации события или проектные аварии, связанные с множественными отказами в системах безопасности:



- i) ожидаемый переходный процесс без аварийного останова реактора: ожидаемые при эксплуатации события в сочетании с отказом ввода стержней;
  - ii) обесточивание станции: потеря внешнего электроснабжения в сочетании с отказом аварийных дизель-генераторов или альтернативных источников энергоснабжения;
  - iii) полная потеря питательной воды: потеря подачи основной питательной воды в сочетании с полной потерей аварийной питательной воды;
  - iv) авария с потерей теплоносителя при полной потере одной из систем аварийного охлаждения активной зоны (контура высокого давления или контура низкого давления системы аварийного охлаждения активной зоны);
  - v) потеря необходимых систем безопасности, происходящая по истечении длительного времени после постулируемого исходного события;
- с) постулируемые исходные события, связанные с множественными отказами:
- i) полная потеря системы технического водоснабжения или системы обеспечения технической водой ответственных потребителей;
  - ii) потеря системы отвода остаточного тепловыделения во время холодного останова или перегрузки топлива;
  - iii) потеря систем охлаждения бассейна выдержки отработавшего топлива, предназначенных для нормального охлаждения и для охлаждения в условиях проектных аварий;
  - iv) потеря нормального доступа к конечному поглотителю тепла.

3.42. При определении запроектных условий без значительной деградации топлива особое внимание следует обращать на вспомогательные системы (такие как системы вентиляции, охлаждения и электроснабжения), поскольку отказы в некоторых таких системах могут вызывать, немедленно или впоследствии, множественные отказы как в эксплуатационных системах, так и в системах безопасности.

3.43. Следует группировать последовательности различных запроектных условий без значительной деградации топлива, связанные с аналогичными проблемами обеспечения безопасности. Каждую группу следует анализировать в рамках ограничивающего сценария, связанного с максимально возможными трудностями при обеспечении соответствия релевантным критериям приемлемости.

3.44. Следует составить конкретный перечень множественных отказов, учитываемых в каждой из последовательностей запроектных условий без значительной деградации топлива.

### ИДЕНТИФИКАЦИЯ ЗАПРОЕКТНЫХ УСЛОВИЙ С РАСПЛАВЛЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

3.45. Для анализа следует выбрать ряд конкретных последовательностей с расплавлением активной зоны (тяжелых аварий), с тем чтобы установить проектную основу систем безопасности, призванных смягчать последствия таких аварий в соответствии с целевыми параметрами безопасности станции. Цель выбора этих последовательностей — представить все основные физические явления (такие как давление в первом контуре, остаточное тепловыделение реактора или состояние защитной оболочки), задействованные в последовательностях с расплавлением активной зоны.

3.46. Следует ввести допущение о возможности отказа или недостаточности систем защиты от расплавления активной зоны, вследствие чего данная аварийная последовательность может перейти в тяжелую аварию. Характерные последовательности событий следует подбирать, рассматривая дополнительные отказы или ошибочные реакции оператора на последовательности для проектных аварий или запроектных условий, а также на доминантные аварийные последовательности, определенные с помощью вероятностного анализа безопасности.

3.47. Репрезентативные последовательности событий для запроектных условий, приводящих к расплавлению активной зоны, в соответствии с каждым критерием приемлемости подлежат анализу для определения предельных условий; это в особенности относится к тем последовательностям, которые могут представлять угрозу для целостности защитной оболочки. Характерные последовательности событий следует применять в качестве исходных данных для проектирования защитной оболочки и тех систем безопасности, которые необходимы для смягчения последствий подобных запроектных условий.

3.48. Запроектные условия в значительной степени зависят от конкретной технологии и проекта, однако перечисленные ниже аварии представлены в качестве предварительного ориентировочного перечня запроектных условий с расплавлением активной зоны (тяжелых аварий):

- а) потеря возможности охлаждения активной зоны, например, в результате продолжительной потери внешнего электроснабжения с частичной или полной потерей внутренних источников электроснабжения и/или потери нормального доступа к конечному поглотителю тепла (точная последовательность зависит от проекта);
- б) разуплотнение системы теплоносителя реактора, например, авария с потерей теплоносителя в отсутствие систем аварийного охлаждения активной зоны или при превышении их возможностей.

3.49. Низкая расчетная частота возникновения аварии с расплавлением активной зоны не является достаточной причиной необеспечения защитной оболочки защитой от условий, возникающих при такой аварии. Условия расплавления активной зоны следует постулировать независимо от технических средств, реализованных в проекте. Для того чтобы исключить отказ защитной оболочки, анализ должен продемонстрировать предотвращение возникновения высокоэнергетических явлений в результате аварии с расплавлением активной зоны (т.е. возможность возникновения таких условий может считаться «практически исключенной»).

3.50. Для выявления наиболее жестких параметров станции, определяемых явлениями, связанными с тяжелой аварией, следует подбирать репрезентативные последовательности событий для запроектных условий, приводящих к расплавлению активной зоны. Эти параметры следует использовать в детерминистическом анализе конструкций, систем и элементов станции для демонстрации ограничения радиологических последствий подобных тяжелых аварийных последовательностей. Анализ таких последовательностей должен обеспечить учет условий окружающей среды при оценке способности оборудования<sup>5</sup>, используемого в условиях тяжелых аварий, выполнить назначенные функции, когда это будет необходимо (см. Требование 30 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]).

---

<sup>5</sup> Хотя вопросы аттестации оборудования выходят за рамки настоящего руководства по безопасности, подразумевается, что типовые программы аттестации оборудования не всегда могут быть применимыми для запроектных условий с расплавлением активной зоны и что приемлемой является некая оценка работоспособности конструкций, систем и элементов. В некоторых государствах для такой оценки используется термин «оценка живучести».

## ИДЕНТИФИКАЦИЯ ПОСТУЛИРУЕМЫХ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ, ВЫЗВАННЫХ ВНУТРЕННИМИ И ВНЕШНИМИ ОПАСНОСТЯМИ

3.51. При определении постулируемых исходных событий следует учитывать воздействия и нагрузки от событий, вызванных внутренними и внешними опасностями, характерными для площадки, как по отдельности, так и в сочетании друг с другом (Требование 17 и пункты 5.15А–5.21А публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]). Перечень примеров внешних опасностей представлен в публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSR-1 «Оценка площадок для ядерных установок» [15]. Анализ внутренних и внешних опасностей отличается от анализа постулируемых исходных событий и сценариев, возникающих вследствие единичного отказа или множественных отказов в технологических системах атомной электростанции или в результате ошибок оператора, которые напрямую влияют на эффективность фундаментальных функций безопасности<sup>6</sup>. Сами по себе опасности не являются исходными событиями, но они связаны с нагрузками, которые могут приводить к таким событиям.

3.52. В соответствии с пунктами 5.15В, 5.19, и 5.63 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] при определении для площадок многоблочных станций постулируемых исходных событий, вызванных характерными для данных площадок опасностями, следует учитывать возможность одновременного воздействия на несколько или даже на все энергоблоки на площадке. Конкретно следует учитывать воздействия от потери электросети, потери конечного поглотителя тепла и отказа оборудования коллективного пользования.

3.53. Анализ опасностей<sup>7</sup>, который выполняется с помощью вероятностных методов или соответствующих инженерных методов, должен быть направлен на подтверждение в связи с каждой опасностью того, что:

---

<sup>6</sup> «Фундаментальные функции безопасности» также называют «главными функциями безопасности» [3].

<sup>7</sup> Дополнительные руководящие материалы см. в публикациях Серии норм безопасности МАГАТЭ № NS-G-1.5 «Учет внешних событий, исключая землетрясения, при проектировании атомных электростанций» [16], № NS-G-1.7 «Защита от внутренних пожаров и взрывов при проектировании атомных электростанций» [17] и № NS-G-1.11 «Защита от внутренних опасностей, исключая пожары и взрывы, при проектировании атомных электростанций» [18].

- a) либо такая опасность может не учитываться из-за ее незначительного вклада в риск;
- b) либо проект атомной электростанции достаточно надежен для предотвращения возникновения исходного события под воздействием нагрузки, вызванной данной опасностью;
- c) либо данная опасность влечет за собой исходное событие, предусмотренное в проекте.

3.54. В случаях, когда исходное событие вызвано опасностью, в анализе следует рассчитывать на функционирование только тех конструкций, систем и элементов, которые аттестованы на воздействие данной опасности или защищены от него.

### ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОСТИ СОБЫТИЙ И АВАРИЙНЫЕ СЦЕНАРИИ, КОТОРЫЕ ДОЛЖНЫ БЫТЬ «ПРАКТИЧЕСКИ ИСКЛЮЧЕНЫ»

3.55. Пункт 2.13(4) публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] гласит:

«Цель безопасности в случае тяжелой аварии состоит в том, чтобы в ходе аварии понадобились только ограниченные по времени и месту применения защитные меры и чтобы можно было избежать загрязнения за пределами площадки или минимизировать его. Требуется, чтобы последовательности событий, которые приводят к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупным радиоактивным выбросам<sup>3</sup>, были "практически исключены"<sup>4</sup>.

<sup>3</sup> "Радиоактивный выброс на ранней стадии" в данном контексте — это радиоактивный выброс, в случае которого потребуются защитные меры за пределами площадки, однако эти меры вряд ли могут быть осуществлены с максимальной эффективностью и своевременно. "Крупный радиоактивный выброс" — это радиоактивный выброс, в отношении которого ограниченные по времени и месту применения защитные меры будут недостаточны для защиты людей и охраны окружающей среды.

<sup>4</sup>Вероятность возникновения тех или иных условий может считаться "практически исключенной", если возникновение этих условий физически невозможно или если существует высокая степень уверенности в крайне малой вероятности их возникновения».

3.56. Последовательности событий, для которых требуется специально подтвердить, что вероятность их возникновения «практически исключена», следует классифицировать таким образом:

- a) события, которые могут приводить к быстрому повреждению активной зоны реактора и последующему раннему отказу защитной оболочки, такие как:
  - i) отказ крупного компонента, работающего под давлением, в системе теплоносителя реактора;
  - ii) неконтролируемые аварии, связанные с реактивностью;
- b) тяжелые аварийные последовательности, которые могут приводить к раннему отказу защитной оболочки, такие как:
  - i) мощный прямой нагрев защитной оболочки;
  - ii) мощный паровой взрыв;
  - iii) взрыв горючих газов, включая водород и монооксид углерода;
- c) тяжелые аварийные последовательности, которые могут приводить к позднему отказу защитной оболочки<sup>8</sup>:
  - i) проплавление фундамента или байпасирование защитной оболочки в результате взаимодействия расплава активной зоны с бетоном;
  - ii) долговременная потеря теплоотвода от защитной оболочки;
  - iii) взрыв горючих газов, включая водород и монооксид углерода;
- d) тяжелая авария с байпасированием защитной оболочки;
- e) значительное разрушение топлива в бассейне выдержки отработавшего топлива и неконтролируемые выбросы.

3.57. Последствия последовательностей событий, которые могут считаться «практически исключенными», выходят за рамки детерминистического анализа безопасности. Однако детерминистический анализ безопасности способствует подтверждению того, что проектные и эксплуатационные меры эффективны в плане «практического исключения» таких последовательностей (см. пункты 7.68–7.72).

---

<sup>8</sup> Данные условия требуют анализа при определении ситуаций, которые должны быть «практически исключены». Тем не менее последствия из подпунктов (i) и (ii) пункта 3.56(c) могут быть в значительной мере смягчены путем применения надлежащих технических средств.

## **4. КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ**

4.1. Пункт 4.57 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] гласит, что «для проведения анализа безопасности определяются критерии выработки заключения в отношении безопасности, достаточные для ... удовлетворения требований проектировщика, эксплуатирующей организации и регулирующего органа».

4.2. Пункт 5.75 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] гласит, что «детерминистический анализ безопасности должен главным образом обеспечивать: ... (d) сравнение результатов анализа с критериями приемлемости, проектными пределами, пределами дозы и допустимыми пределами по радиационной защите». Соответствие критериям приемлемости следует подтверждать посредством детерминистического анализа безопасности.

4.3. Критерии приемлемости следует определять для всего диапазона эксплуатационных состояний и аварийных условий. Эти критерии призваны предупреждать повреждение соответствующих барьеров на пути выхода радиоактивного материала в целях предотвращения выбросов (и, следовательно, последствий), превышающих допустимые пределы. Выбор критериев должен обеспечивать достаточный запас между критерием и физическим пределом, при котором происходит нарушение целостности барьера.

4.4. Критерии приемлемости должны быть связаны с частотой возникновения соответствующих условий. Условиям, имеющим место с большей частотой, таким как нормальная эксплуатация или ожидаемые при эксплуатации события, должны соответствовать более строгие критерии приемлемости, нежели тем, которые возникают реже, таким как проектные аварии или запроектные условия.

4.5. Критерии приемлемости следует устанавливать на двух уровнях следующим образом:

- a) критерии высокого уровня (радиологические), которые относятся к радиологическим последствиям эксплуатационных состояний станции или аварийных условий. Эти критерии, как правило, выражаются в значениях уровней активности или облучения и, как правило, определяются законодательством или регулирующими требованиями;
- b) детальные (производные) технические критерии, которые относятся к целостности барьеров на пути выбросов радиоактивного материала (таких как топливная матрица, оболочка топливного элемента, границы системы теплоносителя реактора и защитная оболочка). Эти критерии задаются регулирующими требованиями или предлагаются проектировщиком, при условии их одобрения регулирующим органом, для применения при подтверждении безопасности.

4.6. Радиологические критерии приемлемости следует выражать в терминах эффективной дозы, эквивалентной дозы или мощности дозы для персонала атомной электростанции, населения или окружающей среды, включая нечеловеческую биоту, сообразно обстоятельствам. Радиологические критерии приемлемости в отношении доз следует устанавливать в соответствии с применимыми требованиями безопасности (см. Требования 5 и 81 публикации SSR-2/1 (Rev. 1)) [1].

4.7. Радиологические критерии приемлемости, выраженные в дозовых терминах, можно преобразовывать в допустимые уровни активности различных радионуклидов, с тем чтобы можно было отделить конструктивные особенности атомной электростанции от характеристик окружающей среды.

4.8. Радиологические критерии приемлемости для нормальной эксплуатации следует, как правило, выражать в значениях пределов эффективной дозы для персонала станции и населения, живущего в окрестностях станции, или в значениях разрешенных пределов активности плановых выбросов со станции (см. Требование 5 публикации SSR-2/1 (Rev. 1)) [1].

4.9. Радиологические критерии приемлемости для ожидаемых при эксплуатации событий должны быть более строгими, чем для проектных аварий, так как частота их возникновения выше.

4.10. Радиологические критерии приемлемости для проектных аварий должны обеспечивать соблюдение Требования 19 и требований пункта 5.25 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1].



4.11. Радиологические критерии приемлемости для запроектных условий должны обеспечивать выполнение Требования 20 и требований пункта 5.31А публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1].

4.12. Технические критерии приемлемости следует устанавливать в терминах величин, определяющих физические процессы, влияющие на целостность барьера. Существует общепринятая инженерно-техническая практика использования «суррогатных» переменных<sup>9</sup>, связанных с целостностью барьеров, с целью установления критерия приемлемости или комбинации критериев для обеспечения целостности барьера. Такие критерии приемлемости следует задавать с достаточно высокой степенью консерватизма, с тем чтобы обеспечить наличие достаточного запаса безопасности до потери целостности барьера.

4.13. При определении набора критериев приемлемости следует рассматривать с учетом конкретных проектных решений следующие группы и примеры критериев:

- a) критерии, связанные с целостностью топливной матрицы: максимальная температура топлива и максимальная радиально усредненная энтальпия топлива (для обеих величин — с учетом выгорания, состава топлива и добавок наподобие выгорающих поглотителей);
- b) критерии, связанные с целостностью оболочки топливного элемента: минимальный запас до кризиса теплообмена при кипении, максимальная температура оболочки и максимальное локальное окисление оболочки;
- c) критерии, связанные с целостностью всей активной зоны реактора: приемлемая подкритичность, максимальное образование водорода в результате окисления оболочек ТВЭЛОВ, максимальное повреждение ТВЭЛОВ в активной зоне, максимальное формоизменение тепловыделяющих сборок (из соображений необходимости поддержания охлаждения и возможности ввода и вывода регулирующих стержней) и целостность бака каландра (для тяжеловодных реакторов корпусного типа);
- d) критерии, связанные с целостностью ядерного топлива за пределами реактора: надлежащая подкритичность, надлежащий уровень воды над ТВС и надлежащий теплоотвод;

---

<sup>9</sup> В настоящем руководстве по безопасности под «суррогатной переменной» понимается измеряемая переменная, обеспечивающая косвенное измерение другой переменной, которую нельзя измерить напрямую.

- e) критерии, связанные с целостностью системы теплоносителя реактора: максимальное давление теплоносителя, максимальная температура, изменения давления и температуры и порождаемые ими напряжения и деформации в пределах границы контура теплоносителя реактора и отсутствие хрупкого или вязкого разрушения в результате постулируемого дефекта корпуса реактора;
- f) критерии, связанные с целостностью второго контура теплоносителя (если применимо): максимальное давление теплоносителя; и максимальные температура, давление и изменения температуры в оборудовании второго контура;
- g) критерии, связанные с целостностью защитной оболочки и ограничением выбросов в окружающую среду: значение и длительность воздействия максимального и минимального давления; максимальные перепады давления, воздействующие на стенки защитной оболочки; максимальные уровни утечки; максимальная концентрация огнеопасных или взрывоопасных газов; допустимые условия окружающей среды для эксплуатации систем; и максимальная температура в защитной оболочке;
- h) критерии, связанные с целостностью любых других элементов оборудования, необходимых для ограничения радиационного воздействия, таких как торцевой защитный экран в тяжеловодных реакторах корпусного типа: максимальные давление, температура и скорость нагрева.

4.14. Для постулируемых исходных событий, возникающих в режиме останова или в иных случаях с разуплотнением или ослаблением целостности любых барьеров, следует, если возможно, применять более строгие критерии, такие как предупреждение закипания теплоносителя в разуплотненном корпусе ядерного реактора или в бассейне выдержки отработавшего топлива либо предупреждение оголения тепловыделяющих сборок.

4.15. В общем случае технические критерии приемлемости, связанные с целостностью барьеров, должны быть более строгими для условий, которые возникают чаще. Ожидаемые при эксплуатации события не должны приводить к последующему отказу какого-либо из физических барьеров (топливной матрицы, оболочки твэла и границы первого контура реактора или защитной оболочки) и повреждению топлива (либо дополнительному повреждению топлива, если при нормальной эксплуатации разрешается минимальная утечка топлива в рамках эксплуатационных пределов). В случае проектных аварий и запроектных условий без значительной

деградации топлива барьеры, препятствующие выходу радиоактивного материала за пределы станции, должны сохранять целостность в необходимой степени (см. пункты 4.10 и 4.11). Для запроектных условий с расплавлением активной зоны должна сохраняться целостность защитной оболочки, и должно предотвращаться байпасирование защитной оболочки во избежание радиоактивного выброса на ранней стадии (раннего выброса) или крупного радиоактивного выброса.

4.16. Следует четко определять диапазон и условия применимости каждого отдельного критерия. Например, задание температуры расплавления топлива или роста энтальпии топлива следует связывать с указанием выгорания топлива и содержания выгорающих поглотителей. Подобным же образом в целях ограничения радиоактивных выбросов следует указывать продолжительность выбросов. В зависимости от условий критерии приемлемости могут варьироваться в значительной степени. Поэтому для применения в анализе безопасности критерии приемлемости следует связывать с достаточно подробными условиями и допущениями.

4.17. Хотя оценка инженерно-технических аспектов, важных для безопасности, возможно, не будет в явном виде рассмотрена при анализе безопасности, она составляет значимую часть оценки безопасности. Запасы безопасности, заложенные в проекте для конструкций, систем и элементов, должны быть соразмерны неопределенности возникновения нагрузок, которые им, возможно, потребуется выдержать, и последствиям их отказа.

4.18. При оценке напряжений и деформаций, в дополнение ко всем существенным в этом плане физическим величинам, следует учитывать внешние условия, обусловленные каждой нагрузкой и каждым сочетанием нагрузок, а также соответствующие граничные условия. Критерии приемлемости должны адекватно отражать предотвращение последующего отказа конструкций или элементов, необходимых для смягчения последствий событий, связанных с предполагаемой нагрузкой.

## 5. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

### ОСНОВНЫЕ ПРАВИЛА ВЫБОРА И ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

5.1. Требование 18 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] гласит, что **«любые методы расчета и компьютерные коды, используемые при проведении анализа безопасности, должны проходить верификацию и валидацию»**. Модели и методы, применяемые в компьютерных кодах для детерминистического анализа безопасности, должны быть подходящими и достаточными для этой цели. Необходимый объем валидации и верификации и средства для его достижения зависят от вида применения и цели анализа.

5.2. Что касается выбора компьютерных кодов, то следует подтверждать, что:

- a) физические модели, применяемые для описания процессов, обоснованы;
- b) упрощающие допущения, сделанные в моделях, обоснованы;
- c) взаимосвязи, применяемые для представления физических процессов, обоснованы, и указаны пределы их применения;
- d) определены пределы применимости кода. Это важно, когда модель или расчетный метод разработаны только для моделирования физических процессов в определенном диапазоне условий, и такой код не следует применять вне этого диапазона;
- e) применяемые в коде численные методы точны и надежны;
- f) при разработке, написании, тестировании и документировании кода применялся системный подход;
- g) проведена оценка соответствия исходной кодировки ее описанию в документации системного кода.

5.3. Оценка точности индивидуальных компьютерных кодов должна включать ряд этапов:

- a) выявление важных явлений во вспомогательных экспериментальных данных и ожидаемом поведении станции;

- b) оценку неопределенностей, связанных с численными подходами, использованными в коде;
- c) оценку неопределенностей в основных моделях, использованных в коде;
- d) определение чувствительности важных процессов к значениям основных переменных.

5.4. Что касается выходных результатов компьютерных кодов, то следует получить подтверждение того, что результаты расчета по данному коду сравнивались:

- a) с экспериментальными данными для моделируемых важных явлений. Это, как правило, включает сравнение с результатами «тестов по оценке отдельных явлений» и «тестов по интегральной оценке явлений», как описано в пункте 5.25;
- b) с имеющимися данными станции, включая данные, полученные при испытаниях в процессе ввода в эксплуатацию или пуска, и данные, связанные с эксплуатационными событиями или авариями;
- c) с выходными данными других кодов, разработанных независимо и использующих другие методы;
- d) с решениями стандартных задач и/или численными контрольными показателями (бенчмарками), если таковые являются доступными и надежными.

5.5. Несмотря на значительный прогресс в разработке более точных и надежных компьютерных кодов, предназначенных для анализа аварий, их пользователь все еще оказывает значительное влияние на качество анализа. Следует обеспечивать, чтобы:

- a) все пользователи кода прошли надлежащее обучение и обладали достаточным пониманием моделей и методов, использованных в коде;
- b) пользователи или их руководители имели достаточный опыт пользования кодом и обладали достаточными знаниями в части его применения и соответствующих ограничений для конкретных случаев применения (например, для анализа аварии с потерей теплоносителя);
- c) у пользователей имелись надлежащие руководящие материалы по использованию кода;
- d) пользователи следовали рекомендациям по использованию кода, особенно тем, которые связаны с конкретным случаем, для которого выполняется анализ.

5.6. В части применения компьютерного кода следует обеспечивать, чтобы:

- a) нодализация (см. пункт 5.39) и модели станции обеспечивали хорошее воспроизведение поведения станции;
- b) входные данные были корректными;
- c) нодализация, выбранные модели и допущения соответствовали, насколько это возможно, тем, которые были выбраны для тестов по оценке отдельных явлений и тестов по интегральной оценке явлений, выполненных для аттестации данного применения;
- d) выходные результаты кода адекватно оценивались и понимались и корректно применялись.

## УПРАВЛЕНИЕ ПРОЦЕССАМИ В СВЯЗИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

5.7. Управление всей деятельностью, влияющей на качество компьютерных кодов, следует осуществлять с помощью процедур, позволяющих обеспечивать качество программного обеспечения. Следует применять установленные инженерно-технические практики разработки и обслуживания программного обеспечения, критически важного для обеспечения безопасности. Следует ввести формализованные процедуры и инструкции на весь срок службы кода, включая разработку, верификацию и валидацию кода, а также дальнейший процесс сопровождения, уделяя особое внимание отчетам об ошибках и исправлению ошибок.

5.8. Разработчикам кодов следует обеспечивать принятие систематических и плановых мер, необходимых для достижения уверенности в том, что код соответствует функциональным требованиям. Соответствующие процедуры должны охватывать, как минимум, контроль разработки, контроль документации, настройку кода, а также тестирование и корректирующие действия.

5.9. В целях минимизации человеческих ошибок при разработке кода следует привлекать к валидации, верификации и разработке только специалистов, обладающих надлежащей квалификацией, либо работающих под надлежащим контролем. Аналогичным образом, в организациях-пользователях к эксплуатации кода также следует привлекать только специалистов, обладающих надлежащей квалификацией, либо работающих под надлежащим контролем.

5.10. Деятельность по разработке и обслуживанию компьютерного кода должна включать следующие мероприятия:

- a) подготовку и обновление руководств по применению кода для разработчиков и пользователей;
- b) деятельность по верификации и валидации и ее документальное оформление;
- c) отчеты об ошибках и корректирующие действия, их документальное оформление;
- d) приемочные испытания, включая нерегрессионные тесты, установку кода и обновление руководств по применению кода;
- e) управление конфигурацией;
- f) контроль интерфейсов;
- g) контроль версий кода.

5.11. Если задачи по разработке, верификации или валидации кода делегируются внешней организации, то управление такими задачами с целью обеспечения качества их выполнения следует осуществлять в этой внешней организации. Организации-пользователю следует провести рассмотрение мер, предусмотренных в этих целях внешней организацией, и проверять их выполнение.

5.12. В случае разработки новых версий компьютерных кодов следует смоделировать установленный набор тестовых сценариев и произвести их прогон в новой версии, с тем чтобы выявить и понять значимые различия в результатах по сравнению с предыдущими версиями. Такое моделирование следует выполнять разработчикам и пользователям кода по мере необходимости.

### **Взаимосвязь между безопасностью и физической безопасностью в части использования компьютерных кодов**

5.13. Для защиты кодов и среды разработки от злоумышленных действий и внесения новых уязвимостей следует принимать меры по обеспечению компьютерной безопасности. Руководящие материалы по компьютерной безопасности на ядерных установках представлены в публикации [19].

## ВЕРИФИКАЦИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

5.14. В пункте 4.60 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] указывается, что необходимо, чтобы верификация компьютерных кодов включала как верификацию моделей, так и верификацию системных кодов.

5.15. Верификация компьютерного кода должна включать подтверждение того, что код (исходный код и алгоритм) точно отражает математическую модель реальной системы (верификация модели) и соответствует документации кода (верификация системного кода). В целом, путем верификации следует удостовериться в том, что численные методы, трансформация уравнений в численную схему для получения решений, а также варианты и ограничения, выбираемые пользователем, реализованы должным образом согласно спецификациям.

5.16. Верификацию компьютерного кода следует проводить посредством экспертизы, проверок и аудита. Для проведения экспертизы и проверок могут использоваться контрольные списки. Аудит может проводиться выборочно по отдельным вопросам в целях обеспечения качества.

5.17. Верификацию компьютерного кода следует проводить с целью рассмотрения исходного кода в привязке к его описанию в документации кода. Верификация должна включать рассмотрение проектной концепции, базовой логики, блок-схем, алгоритмов и вычислительной среды.

5.18. Если компьютерный код работает на аппаратной или программной платформе (например, в операционной системе), отличной от платформы, на которой выполнялась верификация, то следует оценить достоверность верификации кода для планируемой платформы.

5.19. Верификацию исходного кода следует проводить с целью подтверждения его соответствия принятым практическим методам программирования и соответствия его логики документации кода.

5.20. Комплексный компьютерный код может включать интеграцию и объединение более простых кодов. В таких случаях верификация комплексного кода должна гарантировать, что каналы передачи данных и/или интерфейсы между кодами разработаны и реализованы корректно, в соответствии с документацией кода.



## ВАЛИДАЦИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

5.21. Следует проводить валидацию компьютерного кода для определения того, действительно ли математические модели, использованные в коде, адекватно представляют моделируемую реальную систему. Следует, насколько это возможно, проводить сравнение выходных данных кода с наблюдаемыми параметрами реальной системы или экспериментальными данными.

5.22. Валидация компьютерного кода должна обеспечивать уверенность в том, что код способен прогнозировать, согласно требованиям, реалистично или консервативно значения интересующего(их) параметра(ов) безопасности. Доверительный уровень, обеспечиваемый валидацией, должен соответствовать типу анализа. Например, объем валидации может быть смягчен для кодов, применяемых при анализе тяжелых аварий, принимая во внимание ограниченный объем доступных экспериментальных данных, и в таком случае дополнительный акцент следует сделать на верификации (см. пункты 5.14–5.20).

5.23. Валидацию компьютерного кода следует проводить с целью оценки неопределенности в значениях параметров, прогнозируемых с помощью кода. Выходные данные кода следует сопоставлять с релевантными экспериментальными данными и, если возможно, с данными эксплуатационных переходных режимов, в которых отображаются прогнозируемые важные явления.

5.24. Валидацию компьютерных кодов, используемых в комплексном анализе, следует проводить в два этапа, включая этап разработки, на котором валидационная оценка выполняется разработчиком кода, и этап независимой оценки, на котором валидационная оценка выполняется пользователем кода.

5.25. В идеальном случае в процесс валидации следует включать сравнение выходных данных кода с результатами тестов четырех различных типов:

- а) базовые тесты. Это простые тестовые примеры, которые могут непосредственно не относиться к атомной электростанции. Такие тесты могут иметь аналитические решения, либо в них могут использоваться взаимосвязи или данные, полученные в результате экспериментов;

- b) тесты по оценке отдельных явлений. Эти тесты предназначены для заострения внимания на конкретных явлениях, которые могут возникать на атомной электростанции, но не касаются других явлений, которые могут возникать в то же самое время. В идеальном случае тесты по оценке отдельных явлений следует проводить в натуральном масштабе. В противном случае следует уделять соответствующее внимание возможным эффектам масштабирования (см. пункты 5.30–5.32);
- c) интегральные тесты эффектов. Это — тестовые примеры, которые имеют прямую связь с атомной электростанцией. Одновременно воспроизводятся все или большинство релевантных физических процессов. Однако такие тесты могут проводиться в уменьшенном масштабе, в них могут применяться материалы-заменители, или такие тесты могут проводиться при других, по сравнению с атомной электростанцией, граничных условиях;
- d) тесты на уровне атомной электростанции и валидация посредством анализа эксплуатационных переходных режимов: тесты на уровне атомной электростанции проводятся на действующей станции, к примеру, на этапе ввода в эксплуатацию. Валидации посредством анализа переходных режимов вкуче с тестами на уровне атомной электростанции являются важными средствами аттестации модели станции.

5.26. Основным методом валидации является валидация с использованием тестовых данных. Однако в случаях, когда для тестовых примеров типов, описанных в подпунктах (b)–(d) пункта 5.25, отсутствуют средства получения данных, приемлемых для валидации, достоверность результатов, полученных с помощью кода, можно повысить, компенсируя ограничения, препятствующие полноценной валидации, путем сравнения с результатами, полученными с использованием других компьютерных кодов, либо путем использования граничной инженерной оценки. Принятый подход к валидации и использованию кода должен быть обоснован.

5.27. Валидация должна в идеале охватывать полный диапазон значений параметров, условий и физических процессов, для моделирования которых предназначен данный компьютерный код, в конкретных применениях, для которых предполагается его использование.

5.28. Объем валидации, выполняемой пользователем кода, должен соответствовать предусмотренному назначению компьютерного кода. Объем валидации также должен соответствовать сложности кода и сложности физических процессов, которые он воспроизводит.

5.29. Для сложных применений компьютерный код может прогнозировать один набор тестовых данных с высокой точностью и при этом давать неточные результаты для других наборов данных. В таких случаях для валидации кода следует разработать матрицу валидации, адаптированную к применению(ям), для которого(ых) проводится валидация кода.

5.30. Матрица валидации должна включать тестовые данные с разных экспериментальных установок, а также тестовые данные, связанные с разными наборами условий для одной и той же установки, и в идеале она должна включать базовые тесты, тесты по оценке отдельных явлений, интегральные тесты эффектов и тесты на уровне атомной электростанции. Модели и связанные с ними допущения, выбираемые на каждом уровне валидации, следует согласовывать друг с другом, и они не должны быть разными для различных типов тестов. Если достаточные данные полномасштабных экспериментов отсутствуют, следует пользоваться данными экспериментов в уменьшенном масштабе с должным учетом эффектов масштабирования. Количество и подбор тестов в матрице валидации следует обосновывать как достаточные для планируемого(ых) применения(ий) компьютерного кода.

5.31. Для того чтобы убедиться, что компьютерный код валидирован для условий, максимально приближенных к реальным условиям на атомной электростанции, следует удостовериться в том, что граничные и исходные условия для каждого теста приемлемы. Если используются данные, связанные с другими условиями, следует учитывать эффекты масштабирования. Не является возможным использование той или иной масштабированной экспериментальной установки для воспроизведения всех явлений, свойственных полномасштабной установке. Таким образом, для каждой масштабированной установки, которая применяется в процессе валидации, следует идентифицировать явления, которые воспроизводятся корректно, и явления, которые воспроизводятся некорректно. Влияние явлений, которые воспроизводятся не так, как следует, следует учитывать другими способами, принимая во внимание необходимый уровень консерватизма.

5.32. В процессе валидации по экспериментальным данным при оценке неопределенности в прогнозах компьютерного кода следует учитывать поправку на неопределенности в измеренных данных. Кроме того, оценку неопределенностей, основанную на масштабированных экспериментальных результатах, следует транспонировать на реальную область применения на электростанции, и такое транспонирование следует оценивать и обосновывать при оценке общей неопределенности в результатах.

5.33. Диапазон достоверности и ограничения компьютерного кода, установленные по результатам его валидации, следует документально оформлять в отчете о валидации.

5.34. Результаты валидации следует использовать для оценки неопределенности результатов расчетов с помощью компьютерного кода. Для оценки неопределенности результатов имеются различные методы.

5.35. Для точечных данных разницу между значениями, рассчитанными с помощью компьютерного кода, и экспериментальными результатами можно определять напрямую или, при наличии набора экспериментальных результатов, с помощью описательной статистики. Для времязависимых данных следует проводить, как минимум, качественную оценку неопределенности.

5.36. В результате процесса валидации следует устанавливать неопределенность расчетов с помощью компьютерного кода и диапазон валидации кода, и в дальнейшем их следует учитывать при интерпретации результатов расчетов в рамках анализа безопасности.

5.37. Для компьютерного кода, который задуман как консервативный в части конкретного критерия приемлемости, необходимо подтверждение того, что прогнозируемые этим кодом результаты в рамках данного критерия являются консервативными по сравнению с экспериментальными данными (т.е. того, что прогнозируемые негативные последствия хуже вероятных фактических последствий).

5.38. В некоторых случаях результаты расчетов с помощью компьютерных кодов могут быть чувствительными к решениям, принимаемым пользователем, например при выборе моделей и при определении числа и структуры узлов расчетной схемы. Такое влияние пользователя может быть особенно существенным в случаях, когда результаты невозможно сравнить с данными станции или экспериментальными данными. Для ограничения

такого влияния следует тщательно разрабатывать и строго соблюдать процедуры, документацию кодов и руководства пользователя. Например, процедуры пользователя должны включать руководящие материалы по таким вопросам, как способ компиляции наборов входных данных, выбор соответствующих моделей в коде и общие правила подготовки нодализации.

5.39. Нодализация должна быть достаточно подробной, с тем чтобы обеспечивать воспроизведение всех важных явлений сценария и всех важных параметров проекта атомной электростанции. Нодализация надлежащего качества, которая успешно обеспечила соответствие выходных данных кода экспериментальным результатам для некоего конкретного сценария, должна использоваться, насколько это возможно, для того же сценария при проведении анализа для атомной электростанции. Если для оценки компьютерного кода используются масштабированные тесты, то для тестирования и для полномасштабного анализа станции следует применять последовательную философию нодализации. Нодализация требует проведения в достаточном объеме анализов чувствительности, позволяющих убедиться в том, что расчетные результаты свободны от влияния неупорядоченных отклонений.

## ОЦЕНКА ПРИГОДНОСТИ ВХОДНЫХ ДАННЫХ

5.40. Входные 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 входные 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 входных 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 другой документации станции.

## ДОКУМЕНТИРОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

5.41. Каждый компьютерный код должен быть надлежащим образом документально оформлен для удобства рассмотрения задействованных моделей и взаимосвязей и для обеспечения того, что модели для важных явлений правильны и не применяются вне пределов диапазона их действия. Документация также должна содержать описание неопределенностей в важных моделях и коде в целом для типичных применений. Документация кода также должна включать руководство пользователя и описание входных данных, что поможет пользователю правильно применять код. Также следует включать описание экспериментальных данных или других ключевых используемых данных, описание компьютерных вариантов, учтенных при валидации, и описание результатов валидации. Документация должна быть доступна всем пользователям.

5.42. Хотя руководящие материалы могут варьироваться в зависимости от сложности компьютерных кодов и параметров моделирования, доступных для пользователя, руководящие принципы для пользователя или документация по валидации должны содержать определенные руководящие материалы для пользователей относительно влияния важных параметров моделирования, рекомендации в отношении типичных применений кода, информацию о необходимом типе нодализации и информацию о важных трендах, которые следует ожидать. Как правило, полный комплект документации включает краткое описание программы, теоретическое руководство, руководство пользователя и описание входных данных, руководство программиста и отчет о валидации.

5.43. Отслеживание ошибок и отправка отчетов о статусе их исправления должны представлять собой непрерывный процесс, являющийся частью обслуживания кода. Следует оценивать влияние таких ошибок на результаты анализа, выполненного и использованного в рамках оценки безопасности станции.

## **6. ОСНОВНЫЕ ПОДХОДЫ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЗАПАСОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОМ АНАЛИЗЕ БЕЗОПАСНОСТИ**

### **ОБЩИЕ СООБРАЖЕНИЯ**

6.1. Целью детерминистического анализа безопасности является подтверждение того, что выполняются соответствующие требования безопасности и предусмотрены достаточные запасы (в зависимости от состояния станции) между реальными значениями важных параметров, которые фактически могут быть достигнуты, и их пороговыми значениями, при которых произойдет отказ барьеров на пути выбросов радиоактивного материала. Консервативный подход может быть реализован многими способами, например, установлением соответствующих критериев приемлемости или введением консервативных допущений в физических моделях или в начальных и граничных условиях.

6.2. Неопределенности в результатах расчета с помощью компьютерных кодов следует учитывать либо с использованием соответствующих косвенных подходов, либо напрямую с помощью подхода на основе метода улучшенной оценки с количественным анализом неопределенностей (см. таблицу 1 в разделе 2). Это особенно важно для наиболее ограничительных условий (условий с наименьшими запасами до критериев приемлемости).

6.3. Для демонстрации соответствия критериям приемлемости для ожидаемых при эксплуатации событий следует рассматривать два взаимодополняющих подхода: реалистичный подход с использованием технологических управляющих и ограничивающих систем станции (пункты 7.17–7.26) и более консервативный подход с использованием только лишь систем безопасности (пункты 7.27–7.44).

6.4. Пункт 5.26 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] гласит (см. пункт 2.14 настоящего руководства по безопасности):

«Анализ проектных аварий должен проводиться на основе консервативного подхода. Этот подход предусматривает постулирование определенных отказов в системах безопасности с заданием проектных критериев и использованием в анализе консервативных допущений, моделей и вводных параметров».

6.5. Пункт 5.27 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] в отношении детерминистического анализа безопасности запроектных условий гласит: «действенность мер по обеспечению функциональности защитной оболочки может анализироваться на основе подхода наилучшего приближения (улучшенной оценки)» (вместе с тем могут применяться и более строгие подходы в соответствии с конкретными регулирующими требованиями).

6.6. При использовании анализа методом улучшенной оценки по-прежнему необходимо обеспечение достаточного запаса до потери целостности барьеров. Посредством анализа чувствительности следует показать, что можно надежно исключить пороговые эффекты<sup>10</sup>, которые способны приводить к раннему или крупному радиоактивному выбросу. Такое подтверждение особенно важно в случае анализа методом улучшенной оценки, используемого для запроектных условий и, в частности, тяжелых аварий, при которых повышена вероятность разрушения барьеров, ведущего к раннему или крупному радиоактивному выбросу.

6.7. Следует выявлять параметры, к которым наиболее чувствительны результаты анализа. Анализ чувствительности следует проводить путем систематического варьирования ключевых входных параметров в целях определения их влияния на результаты. Такой анализ следует использовать для определения значений параметров, которые представляют наибольшую угрозу безопасности, и для подтверждения того, что реалистично прогнозируемые изменения параметров не ведут к возникновению пороговых эффектов. Следует учитывать, что при выполнении анализа чувствительности путем одномоментного изменения какого-либо одного параметра можно получить недостоверные результаты в связи с тем, что

---

<sup>10</sup> «Пороговый эффект» определяется в Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности [3] как «случай условий, сильно отличающихся от нормальных, к которым приводит резкий переход от одного состояния установки к другому после небольшого отклонения одного из параметров или небольшого изменения входных величин». Термин «параметр» в данном определении можно трактовать в широком смысле как любую переменную станции, аспект проектирования, состояние оборудования или значительность угрозы, способные повлиять на работу оборудования или станции.



при этом возможные компенсирующие или кумулятивные эффекты при одновременном изменении сразу нескольких параметров не обязательно найдут свое отражение.

6.8. По практическим соображениям при анализе чувствительности может рассматриваться только ограниченное число параметров, определенных как наиболее сильно влияющие на результаты. Варьирование значений этих параметров в заданном диапазоне нацелено на выявление значений, которые приводят к наименьшему запасу до выбранного критерия приемлемости, и такие значения являются зависимыми от критерия. Более того, значимость любого параметра может меняться при переходных режимах. Следует позаботиться о том, чтобы избежать ситуаций, в которых произвольные изменения выбранных параметров, не являющихся независимыми, могут вызывать проблемы ввиду несовместимости данных (например, нарушения массового баланса).

6.9. В детерминистический анализ безопасности следует вносить консерватизм в степени, соответствующей целям анализа безопасности и зависящей от состояния станции. Для консервативного анализа ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий (см. пункт 2.14) вместо полностью консервативного подхода следует учитывать одно из следующих двух условий или их комбинацию:

- a) использование компьютерного кода улучшенной оценки в сочетании с консервативными входными данными;
- b) использование компьютерного кода улучшенной оценки в сочетании с входными данными улучшенной оценки независимо от того, как это связано с количественной оценкой неопределенностей как в моделях кода, так и в входных данных.

В первом случае результаты выражаются в виде набора расчетных консервативных значений параметров, ограниченных критериями приемлемости; во втором случае результаты выражаются в виде перцентилей или распределений вероятностей расчетных параметров.

6.10. Для ограничения влияния пользователя при проведении детерминистического анализа безопасности следует строго соблюдать процедуры, положения документации кода и руководящие принципы для пользователя.

6.11. При выборе начальных и граничных условий следует учитывать изменения геометрии, выгорание топлива и изменения на станции, связанные со старением, такие как загрязнение отложениями бойлеров или парогенераторов.

## КОНСЕРВАТИВНЫЙ ПОДХОД И КОМБИНИРОВАННЫЙ ПОДХОД К ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОМУ АНАЛИЗУ БЕЗОПАСНОСТИ С УЧЕТОМ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ И ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

6.12. При консервативном или комбинированном подходе консервативные начальные и граничные условия следует выбирать из диапазонов параметров, указанных в эксплуатационных условиях и пределах станции (см. таблицу 1 в разделе 2). Примерами начальных условий являются уровень мощности реактора, распределение мощности, давление, температура и расход в первом контуре. Примерами граничных условий являются уставки срабатывания, эксплуатационные характеристики технологических систем станции, таких как насосы, источники питания, внешние источники и поглотители массы и энергии, и другие параметры, изменяющиеся в переходных режимах. Выбор консервативных допущений применительно к эксплуатационной готовности систем и действиям оператора обсуждается отдельно для конкретных состояний станции в разделе 7.

6.13. Выбор входных данных и модельных допущений следует производить с учетом не только нейтронно-физических и теплогидравлических аспектов ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, но также и радиологических аспектов. В частности, при анализе параметров источника выбросов в окружающую среду следует учитывать перечисленные ниже факторы:

- a) суммарное количество продуктов деления и других радионуклидов в топливе (в активной зоне или в бассейне выдержки отработавшего топлива);
- b) радиоактивность в системе охлаждения реактора, включая выброс летучих продуктов деления до или во время события (образование резкого максимума);
- c) развитие во времени и масштабы повреждения топлива (разгерметизация оболочек твэлов);
- d) фракции радионуклидов, высвобожденных из топлива;

- e) удержание радионуклидов в системе первого контура и на путях утечки из защитной оболочки реактора;
- f) разделение продуктов деления между парообразной и жидкой фазами теплоносителя;
- g) эффективность систем защитной оболочки (орошение, вентиляция, фильтрация, осаждение и ресуспензирование);
- h) скорость и места утечки из защитной оболочки реактора;
- i) распределение во времени и продолжительность выбросов;
- j) химические и физические формы радиоактивных материалов в выбросах, в частности йода;
- k) эффективную высоту выброса в окружающую среду с учетом энергии выбросов.

6.14. В случае применения кода улучшенной оценки в сочетании с консервативными входными данными и допущениями следует обеспечивать, чтобы неопределенности, связанные с кодом улучшенной оценки, были в достаточной степени компенсированы консервативными входными данными. В анализ следует включать сочетание валидации кода, использования консерватизма и использования исследований чувствительности с целью оценки и учета неопределенностей, связанных с моделями кода. Такие исследования могут различаться в зависимости от типа переходного процесса, и потому их следует проводить для каждого детерминистического анализа безопасности.

6.15. При применении консервативного или комбинированного подхода следует принимать такие значения начальных и граничных условий, которые приведут к консервативным результатам для тех параметров, связанных с безопасностью, которые необходимо сравнивать с критериями приемлемости. Один и тот же набор консервативных значений начальных и граничных условий не обязательно приводит к консервативным результатам для каждого параметра, связанного с безопасностью, или критерия приемлемости. В связи с этим надлежащие консервативные начальные и граничные условия следует выбирать индивидуально, в зависимости от конкретного переходного процесса и критериев приемлемости.

6.16. При выборе консервативных входных параметров для анализа необходимо учитывать следующее:

- a) преднамеренно заданные консервативные значения не всегда приводят к желаемому консерватизму в результатах, к примеру, если различные допущения приводят к взаимно компенсирующим эффектам и «нивелируют» консерватизм;
- b) степень консерватизма может меняться в ходе события, и то или иное допущение, возможно, не будет оставаться консервативным на протяжении всего переходного процесса;
- c) использование некоторых консервативных допущений может привести к прогнозированию дезориентирующих или нереалистичных последовательностей событий и временных рамок;
- d) если консервативные значения выбираются на основе инженерной оценки, существует высокий риск того, что такой выбор не будет надлежащим образом реализован пользователем, и того, что он не приведет к консервативным результатам.

Поэтому в поддержку консервативного выбора входных данных для каждого критерия приемлемости следует проводить расчеты чувствительности. Также рекомендуется, по крайней мере для избранных сценариев с особо важными результатами, проводить подтверждающий анализ методом улучшенной оценки с количественным определением неопределенностей.

6.17. В связи с тем, что применение консервативных компьютерных кодов может скрывать влияние определенных явлений или в значительной мере изменять их хронологический порядок, анализ таких явлений следует подкреплять адекватным анализом чувствительности для демонстрации того, что консервативный код не скрывает значительные угрозы для безопасности.

6.18. При консервативном анализе безопасности следует использовать, исходя из анализа чувствительности, наиболее ограничивающие исходные события, ожидаемые в течение всего срока эксплуатации станции. Следует принять, что исходное событие может произойти в момент времени, неблагоприятный с точки зрения начальных условий в реакторе, таких как режим работы станции (на мощности или в режиме останова), уровень мощности, уровень остаточного тепловыделения, суммарное количество продуктов деления, условия реактивности и температура, давление и объем теплоносителя в системе теплоносителя реактора.

6.19. Начальные условия, которые не могут возникать одновременно, учитывать не обязательно. Например, предельное остаточное тепловыделение и предельные коэффициенты неравномерности физически

не могут возникнуть в один и тот же момент топливной кампании. Вместе с тем рассматриваемые начальные условия должны включать самые неблагоприятные сочетания, которые только возможны.

6.20. Условия эксплуатации, возникающие с пренебрежимо малой частотой и имеющие очень малую продолжительность, могут не учитываться при выборе консервативных начальных условий.

### ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ МЕТОДОМ УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ С КОЛИЧЕСТВЕННОЙ ОЦЕНКОЙ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ И С УЧЕТОМ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ И ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

6.21. Неопределенности, в частности, для ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, могут быть учтены в детерминистическом анализе безопасности путем использования компьютерного кода улучшенной оценки с учетом неопределенностей в моделях, начальных и граничных условиях и других входных параметрах. Для получения консервативных результатов анализа безопасности влияние таких неопределенностей на результаты следует выявлять и оценивать в целях подтверждения того, что фактические параметры станции будут ограничены верхним и нижним пределами результатов расчета с приемлемым уровнем достоверности.

6.22. Перед выполнением количественной оценки неопределенностей следует обеспечить, чтобы: компьютерный код улучшенной оценки, применяемый для анализа, прошел надлежащую валидацию; были должным образом учтены пользовательские эффекты (например, возможный неправильный выбор значений); было сведено к минимуму влияние расчетной платформы (аппаратного и программного обеспечения) на результаты; и методология оценки неопределенностей прошла проверку на пригодность.

6.23. Надежная оценка неопределенностей необходима для проведения полноценного анализа «методом улучшенной оценки с количественным определением неопределенностей», особенно с целью выявления и

разделения алеаторных и эпистемических источников неопределенностей<sup>11</sup>. При выполнении анализа неопределенностей эти разные источники неопределенностей следует обрабатывать по-разному. Предпочтительным способом количественной оценки эпистемических неопределенностей является сравнение кода с данными. Вместе с тем при оценке в качестве входной информации также можно использовать в сочетании исследования чувствительности, сравнения различных компьютерных кодов и экспертные оценки (пункт 4.59 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2]. Предпочтительным способом оценки алеаторных неопределенностей является сбор на атомных электростанциях данных о начальных и граничных условиях, которые имеют отношение к рассматриваемым событиям.

6.24. Количественную оценку неопределенностей следует основывать на статистической комбинации неопределенностей, связанных с условиями на станции и с моделями компьютерного кода (см. пункт 2.7), с тем чтобы обеспечить, что достаточно большое количество расчетных результатов с заданной вероятностью соответствует критериям приемлемости. Для анализа ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, как правило, требуется обеспечение уверенности на уровне достоверности 95% и выше того, что как минимум 95% результатов будут соответствовать критериям приемлемости для станции. Вместе с тем в национальных регулирующих положениях могут требоваться и иные уровни вероятности.

6.25. В рамках рассматриваемых методов оценку неопределенностей следует проводить с использованием либо распространения входных неопределенностей, либо экстраполяции выходных неопределенностей. В рамках первого подхода суммарную неопределенность выходных результатов оценивают посредством выполнения достаточного количества расчетов, варьируя неопределенные входные параметры. В рамках второго подхода суммарную неопределенность выходных результатов оценивают на основе сравнения выходных результатов (результатов расчета) и экспериментальных данных.

---

<sup>11</sup> Алеаторная неопределенность — это неопределенность, присущая явлению и имеющая место, когда события или явления возникают случайно, как, например, случайные отказы элементов оборудования. Эпистемическая неопределенность — это неопределенность, обусловленная неполнотой знаний о явлении, которая влияет на возможность его моделирования [3].

6.26. Что касается подхода на основе «распространения входных неопределенностей», то в число неопределенных входных параметров, которые варьируются, следует включать как минимум самые значимые из них. Значениям выбранных входных параметров должны быть поставлены в соответствие диапазоны и вероятностные распределения в этих диапазонах, которые устанавливаются на основе данных соответствующих экспериментов, измерений параметров, регистрации эксплуатационных параметров станции или из других подходящих источников. Если это невозможно, следует применять консервативные значения из диапазона. Либо выбранные входные параметры должны быть независимы друг от друга, либо должны быть выявлены и количественно определены зависимости между неопределенными входными параметрами; следует применять специальную обработку этих результатов.

6.27. Выбор неопределенных входных параметров для варьирования, используемые диапазоны и распределения вероятности являются критически важными для надежности результатов, поскольку они оказывают значительное влияние на ширину диапазонов неопределенности результатов, что существенно для инженерных применений.

6.28. Методы анализа неопределенностей с «распространением входных неопределенностей» при использовании методов регрессии и корреляции из наборов входных параметров и из соответствующих выходных значений также позволяют ранжировать неопределенные входные параметры по их вкладу в неопределенность выходных данных. Такое ранжирование позволяет выявить те параметры, которые требуют наиболее пристального внимания. Однако следует учитывать, что методы регрессии и корреляции могут также приводить к неясным или дезориентирующим результатам, особенно когда имеет место нелинейный отклик или когда важны эффекты взаимной корреляции.

6.29. Неопределенность параметров, связанных с результатами применения компьютерного кода, также может оцениваться на основе экспертной оценки с помощью «таблиц идентификации и ранжирования явлений» для каждого анализируемого события. В каждой таблице следует указывать наиболее важные явления, для которых должна быть обеспечена пригодность кода, исходя, насколько это возможно, из имеющихся данных. Для оценки общей неопределенности важные параметры следует варьировать случайным образом в соответствии с их соответствующими

распределениями вероятности. Такой же процесс может применяться для оценки применимости компьютерного кода или вычислительных средств с целью моделирования выбранного события.

## **7. ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СОСТОЯНИЯХ СТАНЦИИ**

### **ОБЩИЕ СООБРАЖЕНИЯ**

7.1. При детерминистическом анализе безопасности следует рассматривать постулируемые исходные события и аварийные последовательности, соответствующие различным состояниям станции, и при этом следует соблюдать общие правила выбора критериев приемлемости, использования компьютерных кодов и предлагаемые подходы к учету факторов неопределенности и обеспечению запасов безопасности, как описано в разделах 4–6.

7.2. Кроме того, детерминистический анализ безопасности следует проводить в соответствии с более конкретными руководящими материалами в отношении целей анализа, выбора критериев приемлемости, рассмотрения эксплуатационной готовности различных систем станции, действий оператора, методов учета факторов неопределенности и иных допущений анализа отдельных состояний станции, как описано в настоящем разделе. При детерминистическом анализе безопасности следует рассчитывать на работоспособность только тех конструкций, систем и элементов, которые отвечают требованиям, связанным с соответствующими состояниями станции, с должным учетом их классификации по безопасности (см. публикацию Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSG-30 «Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants» («Классификация по безопасности конструкций, систем и элементов АЭС») [20]).

7.3. При принятии решений в отношении уровня консерватизма при проведении детерминистического анализа безопасности следует учитывать соображения, связанные с входными данными или допущениями, применительно к следующему:



- a) моделям компьютерного кода;
- b) эксплуатационным параметрам станции;
- c) управляющим и ограничивающим системам;
- d) активным системам безопасности;
- e) пассивным системам безопасности;
- f) средствам безопасности для запроектных условий;
- g) действиям оператора.

7.4. Отдельный анализ параметров источника выброса проводится для каждого типа отказов, для которого явления, влияющие на параметры источника выброса, будут разными. Типичные виды аварий включают:

- a) аварии с потерей теплоносителя с выбросом теплоносителя реактора и продуктов деления из активной зоны в защитную оболочку;
- b) аварии с байпасированием защитной оболочки или аварии, происходящие вне защитной оболочки, например, в бассейне выдержки отработавшего топлива;
- c) аварии в ходе манипуляций с облученным топливом;
- d) аварийные выбросы из систем обработки и хранения газообразных и жидких радиоактивных отходов.

7.5. Во многих типах постулируемых аварий значительный выброс радионуклидов происходит из активной зоны в систему теплоносителя реактора и затем в защитную оболочку. В связи с этим оценка параметров источника выброса должна включать прогнозирование поведения радионуклидов на этом пути выхода вплоть до их выброса в окружающую среду.

## ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

### Конкретные цели анализа

7.6. При детерминистическом анализе безопасности режима нормальной эксплуатации следует использовать итерационный процесс с целью содействия разработке эксплуатационных пределов и условий и подтверждения их соответствия требованиям. Его результаты представляют собой предельные условия эксплуатации, выраженные в виде значений параметров технологического процесса, системных требований или требований в отношении надзора или испытаний.

7.7. Пределы и условия, применяемые при детерминистическом анализе безопасности в режиме нормальной эксплуатации, такие как пределы и условия, связанные с мощностью реактора и количеством теплоносителя, должны включать все существенные начальные и граничные условия, которые будут впоследствии использованы для анализа ожидаемых при эксплуатации событий, проектных аварий и запроектных условий.

7.8. Следует анализировать все режимы нормальной эксплуатации и соответствующие конфигурации станции, на которые распространяются эксплуатационные пределы и условия, уделяя особое внимание связанным с ними переходным процессам, таким как изменения мощности реактора, аварийный останов реактора во время работы на мощности, пуск реактора, расхолаживание реактора, стояночный режим работы со снижением уровня теплоносителя в первом контуре и обращение со свежим и облученным топливом, включая выгрузку облученного топлива из реактора в бассейн выдержки отработавшего топлива и загрузку топлива в активную зону.

7.9. Детерминистический анализ безопасности режима нормальной эксплуатации должен включать анализ радиационной обстановки на станции и оценку выбросов радиоактивного материала в окружающую среду. Они являются необходимыми входными данными для определения доз облучения персонала станции, населения и нечеловеческой биоты вблизи атомной электростанции. Ввиду сложности анализа радиационной обстановки и, в частности, его сильной зависимости от общей организации эксплуатации станции, в настоящем руководстве по безопасности соответствующие руководящие материалы не излагаются (см., например, публикацию GSG-10 [5]).

### **Критерии приемлемости**

7.10. Детерминистический анализ безопасности должен обеспечивать оценку того, возможна ли нормальная эксплуатация без превышения эксплуатационных пределов и условий. В ходе оценки проекта при нормальной эксплуатации следует проверять возможность избежать отключения реактора или срабатывания систем ограничения и безопасности во всех переходных процессах согласно эксплуатационным пределам и условиям и с учетом всех рабочих режимов. Также должны приниматься в расчет ожидаемые переходы из одного эксплуатационного состояния в другое, которые предусмотрены в руководящих принципах эксплуатации.

7.11. В анализ безопасности режима нормальной эксплуатации следует включать анализ проекта и эксплуатации станции в целом: с целью прогнозирования возможных доз облучения персонала и населения; оценки того, что эти дозы не превышают дозовые пределы (см. Требование 5 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]); и обеспечения соблюдения принципа поддержания этих доз на разумно достижимом низком уровне. Однако вопросы соблюдения радиологических критериев приемлемости (см. публикации GSR Part 3 [4] и GSG-10 [5]) в настоящем руководстве по безопасности не рассматриваются.

### **Эксплуатационная готовность систем**

7.12. Системы, учитываемые в детерминистическом анализе нормальной эксплуатации, должны представлять собой лишь системы для режима нормальной эксплуатации, включая системы управления станцией. Никакие другие системы станции не должны срабатывать в ходе переходных процессов, связанных с нормальными рабочими режимами.

### **Действия оператора**

7.13. При анализе следует учитывать запланированные действия оператора, выполняемые согласно процедурам нормальной эксплуатации.

### **Допущения, положенные в основу анализа, и учет факторов неопределенности**

7.14. Анализ нормальной эксплуатации должен обеспечивать реалистичное представление поведения станции. Однако для оценки адекватности имеющихся положений следует рассматривать факторы неопределенности в отношении характеристик систем, в том числе контрольно-измерительных и механических систем.

7.15. Рассматриваемые начальные условия должны представлять все ожидаемые и разрешенные режимы работы станции в соответствии с эксплуатационными пределами и условиями. При задании ограничивающих значений используемых параметров следует учитывать весь допустимый диапазон параметров.

7.16. В случае возникновения неопределенностей при прогнозировании доз облучения следует делать консервативные допущения. Подробные руководящие материалы в данной области выходят за рамки настоящего руководства по безопасности.

## РЕАЛИСТИЧНЫЙ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ С УЧЕТОМ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ

### **Конкретные цели анализа**

7.17. Главная цель реалистичного анализа ожидаемых при эксплуатации событий — это проверка того, что эксплуатационные системы станции (в частности, управляющие и ограничивающие системы) могут предотвратить превращение широкого диапазона ожидаемых при эксплуатации событий в аварийные условия и что станция может быть возвращена в режим нормальной эксплуатации после ожидаемого при эксплуатации события. Целью реалистичного анализа должно быть обеспечение реалистичной реакции станции на исходное событие.

7.18. Рассматриваемая при анализе категория ожидаемых при эксплуатации событий из набора постулируемых исходных событий должна включать все постулируемые исходные события, которые, как ожидается, могли бы возникать в течение срока службы станции. Для многих постулируемых исходных событий управляющие и ограничивающие системы в сочетании с присущими станции характеристиками и действиями оператора будут компенсировать воздействие события без аварийного останова реактора или предъявления к системам безопасности иных требований. В таких случаях эксплуатация может быть возобновлена после устранения отказа.

7.19. Как правило, ожидаемые при эксплуатации события не должны приводить к каким-либо ненужным проблемам для систем безопасности, которые изначально предназначены для защиты в случае проектных аварий. Поэтому при анализе рекомендуется продемонстрировать, что в случае планового срабатывания управляющих и ограничивающих систем станции эти системы будут способны исключить необходимость срабатывания систем безопасности. Однако признается, что некоторые ожидаемые при эксплуатации события сами по себе требуют срабатывания систем безопасности.

## Критерии приемлемости

7.20. Реалистичный анализ ожидаемых при эксплуатации событий должен иметь целью подтверждение того, что в физических барьерах (топливной матрице, оболочке твэлов, границе контура теплоносителя реактора или защитной оболочке) или в системах, важных для безопасности, не возникнут какие-либо наведенные дефекты. Кроме того, он должен быть нацелен на максимально возможную верификацию того, что не произойдет отключения реактора или срабатывания систем безопасности.

7.21. Кроме того, реалистичный анализ ожидаемых при эксплуатации событий может быть ориентирован на демонстрацию того, что конкретные проектные критерии, более строгие, чем критерии приемлемости для консервативного анализа ожидаемых при эксплуатации событий, выполняются, если управляющие и ограничивающие системы находятся в состоянии эксплуатационной готовности (например, в отсутствие срабатывания предохранительных клапанов).

7.22. Отказы физических барьеров, как правило, предотвращаются путем обеспечения уверенности (для легководных реакторов) в том, что с вероятностью 95% при доверительном уровне 95% нигде в активной зоне не возникнет кризиса кипения или осушения, нигде в активной зоне не произойдет расплавления топлива и что расчетное значение давления в системе теплоносителя реактора и в системе главных паропроводов не превысит в значительной степени (т.е. более чем на 10–15%) проектное значение.

7.23. Радиологическое воздействие в результате возникновения в непосредственной близости от станции какого-либо ожидаемого при эксплуатации события должно быть пренебрежимо мало. Радиологические критерии приемлемости в терминах доз облучения и, соответственно, в терминах выбросов для каждого ожидаемого при эксплуатации события должны быть сравнимыми с годовыми пределами, принятыми для нормальной эксплуатации, и более строгими, чем для проектных аварий. Допустимые пределы эффективной дозы аналогичны допустимым пределам эффективной дозы при нормальной эксплуатации.

## **Эксплуатационная готовность систем**

7.24. При реалистичном анализе ожидаемых при эксплуатации событий следует принимать в качестве допущения то, что любая система, не подвергшаяся влиянию постулируемого исходного события, находится в эксплуатационной готовности. При анализе следует полагаться в основном на управляющие и ограничивающие системы, а также на внутренне присущие характеристики станции.

### **Действия оператора**

7.25. При анализе следует рассчитывать на плановые действия оператора, выполняемые в соответствии с эксплуатационными процедурами для нормальных и нештатных режимов эксплуатации. Как правило, если предполагается правильная работа управляющих и ограничивающих систем, нет необходимости в каких-либо действиях оператора во время соответствующего переходного процесса; в противном случае следует выполнить реалистичные оценки с целью определения момента, когда оператору следует начинать действовать.

### **Допущения при анализе и учет факторов неопределенности**

7.26. Реалистичный анализ ожидаемых при эксплуатации событий следует проводить методом улучшенной оценки с охватом ожидаемых начальных условий на станции, которые учитываются при определении постулируемых исходных событий. Как правило, при реалистичном анализе ожидаемых при эксплуатации событий неопределенности не учитываются. Для анализа соображений, связанных с эксплуатацией (таких как анализ надежности станции), учет факторов неопределенности может применяться в отношении управляющих и ограничивающих систем.

## **КОНСЕРВАТИВНЫЙ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ С УЧЕТОМ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ И ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ**

### **Конкретные цели анализа**

7.27. В пункте 5.26 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] требуется, чтобы «анализ проектных аварий проводился на основе консервативного подхода». Поэтому следует использовать один из консервативных

методов<sup>12</sup> (варианты 1–3 из таблицы 1 в разделе 2); к проектным авариям реалистичный анализ применять не следует. Консервативный анализ ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий должен показать, что системы безопасности сами по себе в краткосрочном периоде и наряду с действиями оператора в долгосрочном периоде могут обеспечивать достижение безопасного состояния за счет выполнения следующих условий безопасности:

- a) останов реактора и достижение подкритичного состояния во время и после ожидаемых при эксплуатации событий или условий проектной аварии;
- b) отвод остаточного тепла из активной зоны после останова реактора вследствие любых ожидаемых при эксплуатации событий или в условиях проектной аварии;
- c) уменьшение возможности выброса радиоактивного материала и обеспечение того, что никакие выбросы не превысят допустимых пределов при ожидаемых при эксплуатации событиях и в условиях проектной аварии.

7.28. Анализ безопасности должен показать, что соблюдены критерии приемлемости, связанные с соответствующими событиями. В частности, необходима демонстрация того, что часть или все барьеры на пути выброса радиоактивного материала в окружающую среду сохраняют свою целостность в необходимых пределах.

7.29. При анализе безопасности следует обосновывать эксплуатационные характеристики и уставки систем безопасности и инструкции по эксплуатации, с тем чтобы было обеспечено постоянное поддержание функционирования фундаментальных функций безопасности. Анализ обеспечивает основу для проектирования систем регулирования реактивности, системы теплоносителя реактора и инженерно-технических средств безопасности (например, систем аварийного охлаждения активной зоны и систем отвода тепла из защитной оболочки).

---

<sup>12</sup> Термины «консервативные методы» и «консервативный анализ» следует понимать как относящиеся к любому из вариантов 1–3 таблицы 1 в разделе 2 и пункта 2.14.

## Критерии приемлемости

7.30. При консервативном анализе ожидаемых при эксплуатации событий технические критерии приемлемости, связанные с целостностью топлива, и радиологические критерии приемлемости должны в принципе быть такими же, как в случае реалистичного анализа ожидаемых при эксплуатации событий.

7.31. За пределами территории, непосредственно прилегающей к станции, радиологическое воздействие в результате ожидаемых при эксплуатации событий или проектных аварий должно быть минимальным или отсутствовать, так чтобы не требовалось осуществления защитных мер за пределами площадки. Определение минимального радиологического воздействия следует устанавливать регулирующему органу, при этом допустимые пределы эффективной дозы для населения за пределами территории, непосредственно прилегающей к станции, как правило, составляют порядка нескольких миллизиверт на событие.

7.32. Конкретные технические критерии приемлемости следует определять таким образом, чтобы их соблюдение позволяло подтвердить то, что при любых условиях может быть обеспечено выполнение трех фундаментальных функций безопасности и что при ожидаемых при эксплуатации событиях или проектных авариях некоторые или все барьеры способны ограничивать выбросы радиоактивного материала в окружающую среду.

7.33. Критерии приемлемости должны, как правило, включать следующее:

- a) событие не должно приводить к более серьезному состоянию станции без возникновения последующего независимого отказа (помимо любого единичного отказа, при котором, как предполагается, соблюдается критерий единичного отказа). Таким образом, ожидаемое при эксплуатации событие само по себе не должно приводить к проектной аварии, а проектная авария не должна приводить к запроектному условию;
- b) не должно быть последующей потери общей работоспособности систем безопасности, необходимых для смягчения последствий аварии, хотя та или иная система безопасности может отчасти быть подверженной воздействию постулируемого исходного события;
- c) системы, применяемые для смягчения последствий аварии, должны выдерживать максимальные нагрузки, напряжения и условия окружающей среды для анализируемых аварий. Это должно быть



подтверждено отдельным анализом, учитывающим воздействие условий окружающей среды и старения (температуры, влажности, радиации или химической среды), а также тепловых и механических нагрузок на конструкции и элементы станции. Запасы, учитываемые в проекте в отношении заданных нагрузок, должны быть соразмерны вероятности возникновения таких нагрузок;

- d) давление в системах реактора и главных паропроводов не должно превышать соответствующие расчетные пределы для существующих условий на станции согласно правилам защиты от избыточного давления. Для изучения влияния условий на станции на предохранительные и разгрузочные клапаны может потребоваться дополнительный анализ реакции на избыточное давление;
- e) следует ограничивать число отказов оболочек твэлов для каждого типа постулируемых исходных событий, с тем чтобы было обеспечено соблюдение глобальных радиологических критериев и в целях ограничения уровня излучения значением, меньшим, чем то, которое использовалось при аттестации оборудования;
- f) при проектных авариях с оголением и разогревом топлива следует предусматривать поддержание геометрии, обеспечивающей возможность охлаждения и сохранения конструктивной целостности тепловыделяющих сборок (для легководных реакторов);
- g) никакое событие не должно приводить к возникновению температур, давлений или перепадов давления в отсеках защитной оболочки сверх значений, которые использовались в качестве проектных для защитной оболочки;
- h) следует поддерживать подкритичность ядерного топлива в реакторе после его останова, в хранилище свежего топлива и в бассейне выдержки отработавшего топлива. Временное восстановление критичности (например, при разрыве паропровода в реакторах с водой под давлением) может быть допустимым при определенных событиях и режимах эксплуатации станции при условии, что продолжают соблюдаться критерии достаточности охлаждения топлива;
- i) постулируемый дефект корпуса реактора не должен вызывать хрупкого или вязкого разрушения в течение расчетного срока эксплуатации станции при любой постулируемой проектной аварии;
- j) внутренние элементы реактора должны выдерживать динамические нагрузки при проектных авариях, так чтобы обеспечивались безопасный останов реактора, его подкритичность и достаточное охлаждение активной зоны.

7.34. В отношении постулируемых исходных событий, возникающих в ситуациях отсутствия или нарушения целостности любого из барьеров (в разуплотненном состоянии реактора или защитной оболочки или в случае события, инициируемого в бассейне выдержки отработавшего топлива), следует применять более строгие критерии приемлемости (например, предотвращение вскипания теплоносителя или оголения топлива).

### **Эксплуатационная готовность систем**

7.35. Консервативные допущения, принимаемые при анализе в отношении эксплуатационной готовности систем станции, должны быть, как правило, следующими:

- a) системы нормальной эксплуатации, которые работают в начале постулируемого исходного события и которые не подвергаются воздействию самого исходного события и его последствий, продолжают функционировать;
- b) любые управляющие и ограничивающие системы начинают работать, только если их функционирование не усилит воздействие исходного события. Не следует рассчитывать на такую работу управляющих систем, которая способствует смягчению воздействий исходного события;
- c) системы безопасности, разработанные и поддерживаемые как системы наивысшей надежности (в соответствии с правилами обеспечения качества, периодического тестирования, использования принятых норм проектирования и аттестации оборудования), работают с консервативными эксплуатационными показателями (см. пункт 7.42);
- d) в соответствии с критерием единичного отказа необходимо предположить, что при эксплуатации групп безопасности, необходимых в случае конкретного исходного события, может возникать отказ одного элемента, помимо исходного отказа и любых последующих отказов. В зависимости от выбранного критерия приемлемости следует постулировать единичный отказ в системе или элементе оборудования, который создает наибольшие проблемы для систем безопасности;
- e) средства обеспечения безопасности, специально предназначенные для запроектных условий, не следует включать в анализ.

7.36. Если допускается техническое обслуживание, то следует учитывать эксплуатационную неготовность соответствующего канала системы безопасности.

## **Действия оператора**

7.37. При консервативном анализе безопасности не следует принимать во внимание диагностику оператором события и инициирование необходимых действий до истечения консервативно определенного времени. Сроки, предполагаемые при анализе, следует подвергать обоснованию и валидации для конкретного проекта реактора; например, минимальный установленный промежуток времени может составлять 30 минут для начала действий персонала блочного пункта управления или 60 минут для начала действий полевого персонала.

7.38. Корректные действия персонала станции по предотвращению аварии или смягчению ее последствий следует учитывать при анализе только в том случае, если может быть показано, что последовательность событий и граничные условия, специфические для данной станции, позволяют выполнить предполагаемые действия. Условия, которые требуется учитывать, включают общий контекст, в котором происходит последовательность событий, рабочую обстановку на постах управления, письменные инструкции, а также подготовленность соответствующего персонала и доступность для него необходимой информации.

7.39. Согласно имеющейся в некоторых странах практике дополнительная ошибка оператора при выполнении восстановительных действий может рассматриваться как единичный отказ.

## **Допущения, положенные в основу анализа, и учет факторов неопределенности**

7.40. В консервативных допущениях, применяемых при анализе ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, следует учитывать неопределенности в начальных и граничных условиях, в эксплуатационной готовности технологических систем и в действиях оператора. Общие правила, указанные в разделе 6, следует применять в полном объеме для этих категорий состояний станции. Это делается с целью подтвердить, что с высокой степенью уверенности имеются значительные запасы до пределов безопасности.

7.41. В консервативный анализ ожидаемых при эксплуатации событий следует включать те консервативные допущения, которые применяются в случае детерминистического анализа проектных аварий, и особенно это

касается тех допущений, которые относятся к системам, обеспечивающим работу функций безопасности в течение соответствующих постулируемых исходных событий.

7.42. В случае применения консервативного или комбинированного подхода следует предполагать функционирование систем безопасности на минимальном либо максимальном уровне эффективности, а именно на том из них, который является консервативным для данного критерия приемлемости. В случае отключения реактора и срабатывания систем безопасности следует предполагать, что инициирующее действие происходит при самых неблагоприятных условиях из всего возможного диапазона условий. Если применяется методология улучшенной оценки с анализом неопределенностей, то в общий анализ неопределенностей включаются неопределенности, связанные с эффективностью работы систем безопасности.

7.43. Помимо самого постулируемого исходного события, в качестве дополнительного консервативного допущения может учитываться потеря внешнего электроснабжения. Если такая потеря считается дополнительным отказом, то его возникновение может допускаться в момент, в который он оказывает максимально неблагоприятное влияние на целостность барьеров. В этом случае следует адаптировать некоторые критерии приемлемости с учетом вероятности такого сочетания.

7.44. В соответствии с общими правилами детерминистического анализа безопасности при оценке параметров источника выброса при ожидаемых при эксплуатации событиях и проектных авариях следует учитывать все существенные физические процессы, возникающие во время аварии, и использовать консервативные значения начальных данных и коэффициентов применительно к конкретной станции.

## ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ С УЧЕТОМ ЗАПРОЕКТНЫХ УСЛОВИЙ БЕЗ ЗНАЧИТЕЛЬНОЙ ДЕГРАДАЦИИ ТОПЛИВА

### **Конкретные цели анализа**

7.45. Целью анализа безопасности запроектных условий без значительной деградации топлива является подтверждение того, что расплавление активной зоны может быть предотвращено с достаточной степенью уверенности и что имеется достаточный запас для предупреждения возникновения любых пороговых эффектов.

### **Критерии приемлемости**

7.46. Критерии приемлемости для запроектных условий должны соответствовать требованию, изложенному в пункте 5.31А публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1], а именно:

«Проектирование должно производиться с таким расчетом, чтобы для запроектных условий в целях защиты населения были достаточны защитные меры, ограниченные по времени и месту применения, и предусматривалось достаточное время для принятия этих мер».

Для этих условий, насколько это возможно, могут учитываться технические и радиологические критерии, идентичные либо аналогичные тем, которые устанавливаются для проектных аварий. Радиоактивные выбросы следует сводить к разумно достижимому минимальному уровню.

### **Эксплуатационная готовность систем**

7.47. Как правило, при анализе следует учитывать только те системы, работоспособность которых продемонстрирована для данной категории запроектных условий.

7.48. При анализе можно учитывать системы безопасности, на которые не влияют отказы, предполагаемые в конкретной последовательности запроектных условий без значительной деградации топлива. При оценке независимости систем безопасности применительно к постулируемым отказам (таким как внутреннее подтопление) особое внимание следует

уделять другим факторам, влияющим на системы безопасности (например, засорению сетки приямка) и вспомогательным системам (например, системам электроснабжения, вентиляции и охлаждения).

7.49. Для запроектных условий без значительной деградации топлива нет необходимости в применении критерия единичного отказа. Кроме того, для этой категории запроектных условий может не потребоваться учет эксплуатационной неготовности средств обеспечения безопасности вследствие технического обслуживания.

7.50. Для обеспечения независимости уровней глубокоэшелонированной защиты системы нормальной эксплуатации, включая управляющие и ограничивающие системы, не следует учитывать при анализе запроектных условий без значительной деградации топлива, поскольку:

- a) предполагается, что отдельно взятая последовательность охватывает несколько видов постулируемых исходных событий, и в связи с этим может быть затруднена демонстрация того, что эксплуатационная система всегда готова к работе, учитывая как первопричину постулируемого исходного события, так и множественные отказы;
- b) последовательности зачастую приводят к ухудшению условий окружающей среды, и системы, учитываемые при анализе, должны быть надлежащим образом аттестованы с учетом таких условий.

Вместе с тем, если системы режима нормальной эксплуатации негативно воздействуют на ход аварии, их следует учитывать.

7.51. При демонстрации адекватности проекта атомной электростанции не следует учитывать непостоянное оборудование. Обычно такое оборудование рассматривается для работы в рамках длительных последовательностей и считается, что оно приводится в состояние эксплуатационной готовности в соответствии с противоаварийными инструкциями по эксплуатации или руководящими принципами управления авариями. Заявленное время, требуемое на приведение непостоянного оборудования в состояние эксплуатационной готовности, следует обосновывать<sup>13</sup>.

---

<sup>13</sup> Существующая практика в некоторых государствах заключается в том, что при анализе безопасности учитывается эксплуатационная готовность непостоянного оборудования, например, спустя 8 часов для оборудования, хранящегося на площадке, или 72 часа для оборудования, хранящегося за пределами площадки.

## **Действия оператора**

7.52. Допущения метода улучшенной оценки могут применяться в отношении действий оператора для анализа запроектных условий. Однако в практически возможном объеме могут применяться и некоторые консервативные допущения, описанные для проектных аварий.

## **Допущения, положенные в основу анализа, и учет факторов неопределенности**

7.53. Требования в отношении выбора, валидации и применения компьютерных кодов, предназначенных для проектных аварий, в принципе следует применять для анализа запроектных условий без значительной деградации топлива.

7.54. Для запроектных условий без значительной деградации топлива в принципе может применяться комбинированный подход или подход улучшенной оценки с количественной оценкой неопределенностей (улучшенная оценка плюс анализ неопределенностей), применимый в случае проектных аварий. Вместе с тем, согласно общим правилам анализа запроектных условий, также может применяться анализ методом улучшенной оценки без количественной оценки неопределенностей — с обязательным рассмотрением оговорок и условий, представленных в пунктах 7.55 и 7.67.

7.55. При проведении анализа методом улучшенной оценки следует показывать достаточность запасов до достижения значений, соответствующих возникновению пороговых эффектов. Это может быть сделано, например, с помощью анализа чувствительности, в практически возможном объеме подтверждающего, что даже в случае принятия более консервативных допущений в отношении доминантных параметров все равно сохраняются запасы до потери целостности физических барьеров.

## ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ С УЧЕТОМ ЗАПРОЕКТНЫХ УСЛОВИЙ С РАСПЛАВЛЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

### Конкретные цели анализа

7.56. При анализе тяжелых аварий следует обеспечивать выявление ограничивающих параметров станции, вытекающих из постулируемых последовательностей с расплавлением активной зоны, и продемонстрировать, что:

- a) станция может быть переведена в состояние, при котором возможно длительное сохранение функций защитной оболочки;
- b) конструкции, системы и элементы оборудования станции (например, защитная оболочка) и процедуры способны предотвратить крупный или ранний радиоактивный выброс, включая байпасирование защитной оболочки;
- c) посты управления остаются пригодными для пребывания человека, что позволяет персоналу выполнять необходимые действия;
- d) плановые меры по управлению тяжелыми авариями эффективны.

7.57. Анализ безопасности в случае тяжелых аварий должен подтверждать, что соответствие критериям приемлемости достигается с помощью средств, реализованных в проекте, в сочетании с применением процедур или руководящих принципов по управлению авариями.

### Критерии приемлемости

7.58. Радиологические критерии приемлемости в терминах доз облучения населения (или выбросов в окружающую среду), используемые для анализа тяжелых аварий, должны представлять такие уровни, при которых необходимость возникала бы только в ограниченных по времени и по территории применения защитных мерах за пределами площадки, и при этом имелось бы достаточно времени для их осуществления достаточно рано, с тем чтобы они были эффективными.

7.59. Технические критерии приемлемости должны представлять такие условия, при которых сохраняется целостность защитной оболочки. Примеры критериев приемлемости для анализа запроектных условий



включают ограничение давления в защитной оболочке, уровня воды в защитной оболочке, температуры и концентрации горючих газов, а также стабилизацию расплава материалов активной зоны.

7.60. Внутриплощадочные радиологические критерии приемлемости должны обеспечивать пригодность для пребывания человека постов управления (т.е. блочного пункта управления, вспомогательного пункта управления и других технических средств и мест, задействованных в мероприятиях по аварийному реагированию), а также зон, используемых для перемещения между ними. В частности, уровни радиации (например, значения мощности амбиентной дозы и концентрации активности в воздухе) на постах управления на площадке должны обеспечивать возможность достаточной защиты находящихся в них людей, таких как аварийные работники, в соответствии с Требованиями 11 и 24 публикации GSR Part 7 [8].

### **Эксплуатационная готовность систем**

7.61. При анализе тяжелых аварий не следует принимать во внимание работоспособность систем безопасности, кроме тех случаев, когда с достаточной уверенностью показано, что:

- a) их отказ не является частью какого-либо сценария, на который должна распространяться данная последовательность событий при тяжелой аварии;
- b) оборудование сохранит работоспособность в реалистичных условиях тяжелой аварии в течение времени, необходимого для выполнения назначенной ему функции.

7.62. При рассмотрении эксплуатационной готовности оборудования, работа которого предполагается в условиях тяжелых аварий, следует принимать во внимание:

- a) обстоятельства соответствующего исходного события, включая те из них, которые вызваны внешними опасностями (например, полное обесточивание станции и землетрясения);
- b) условия окружающей среды (давление, температура и радиация) и период времени, в течение которого требуется работа оборудования.

7.63. В случае запроектных условий с расплавлением активной зоны не требуется применение критерия единичного отказа. Более того, при детерминистическом анализе безопасности не требуется учитывать эксплуатационную неготовность какой-либо системы или элемента оборудования в связи с техническим обслуживанием. Следует устанавливать соответствующие правила для испытаний и технического обслуживания систем или элементов оборудования, необходимых для запроектных условий, с целью обеспечения их эксплуатационной готовности.

7.64. При подтверждении адекватности проекта атомной электростанции не следует принимать во внимание непостоянное оборудование. Для некоторых запроектных условий обычно считается, что такое оборудование будет работать в длительных последовательностях, и в соответствии с аварийными эксплуатационными процедурами или руководящими принципами по управлению авариями предполагается, что оно будет находиться в эксплуатационной готовности. Время, необходимое для приведения непостоянного оборудования в состояние эксплуатационной готовности, следует обосновывать<sup>14</sup>.

### **Действия оператора**

7.65. Для запроектных условий с расплавлением активной зоны следует исходить из тех же допущений в отношении действий оператора, что и для запроектных условий без значительной деградации топлива (см. пункт 7.52).

### **Допущения, положенные в основу анализа, и учет факторов неопределенности**

7.66. При анализе тяжелых аварий следует предусматривать моделирование (помимо нейтронно-физических и теплогидравлических явлений, возникающих в условиях без расплавления активной зоны) широкого диапазона физических процессов, которые могут возникать в результате повреждения активной зоны и которые могут приводить к выбросу радиоактивного материала в окружающую среду. В их число следует включать, в соответствующих случаях:

---

<sup>14</sup> Существующая практика в некоторых государствах заключается в том, что в анализе безопасности учитывается эксплуатационная готовность непостоянного оборудования, например, спустя 8 часов для оборудования, хранящегося на площадке, или 72 часа для оборудования, хранящегося за пределами площадки.

- a) процессы деградации активной зоны и расплавления топлива;
- b) взаимодействие топлива с теплоносителем (включая паровые взрывы);
- c) удержание расплава материалов активной зоны внутри корпуса реактора;
- d) проплавление корпуса реактора;
- e) прямой нагрев защитной оболочки;
- f) распределение тепла в первом контуре;
- g) образование, удержание под контролем и воспламенение водорода;
- h) отказ или байпасирование защитной оболочки;
- i) взаимодействие кориума с бетоном;
- j) высвобождение и перенос продуктов деления, включая их контролируемый сброс из защитной оболочки с целью предотвращения образования в защитной оболочке избыточного давления;
- k) возможность охлаждения расплава материалов активной зоны, находящихся внутри и вне корпуса реактора.

7.67. Анализ тяжелых аварий следует проводить с использованием реалистичного подхода (вариант 4 в таблице 1 в разделе 2), насколько это целесообразно. Поскольку прямая количественная оценка неопределенностей может оказаться нецелесообразной ввиду сложности явлений и недостатка экспериментальных данных, для подтверждения полноценности результатов и выводов анализа тяжелой аварии следует проводить анализ чувствительности.

#### ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ В ПОДДЕРЖКУ «ПРАКТИЧЕСКОГО ИСКЛЮЧЕНИЯ» ВОЗМОЖНОСТИ ВОЗНИКНОВЕНИЯ УСЛОВИЙ, КОТОРЫЕ МОГЛИ БЫ ПРИВЕСТИ К РАДИОАКТИВНОМУ ВЫБРОСУ НА РАННЕЙ СТАДИИ ИЛИ КРУПНОМУ РАДИОАКТИВНОМУ ВЫБРОСУ

7.68. Пункт 5.31 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1] гласит, что «проектирование должно проводиться с таким расчетом, чтобы "практически исключалась" возможность возникновения условий, которые могут привести к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу». Регулирующий орган может установить более конкретные правила для описания приемлемых методов подтверждения «практического исключения».

7.69. При демонстрации «практического исключения» возможности возникновения условий, которые могут приводить к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу, принимаются во внимание детерминистические соображения и инженерно-технические аспекты, такие как проектирование, изготовление, испытание и инспекция конструкций, систем и элементов оборудования и оценка опыта эксплуатации, дополненные вероятностными соображениями, учитывающими неопределенности, связанные с ограниченными знаниями некоторых физических явлений.

7.70. Демонстрация «практического исключения» вероятности возникновения условий, которые могут приводить к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу, должна включать в соответствующих случаях следующие этапы:

- a) выявление условий, которые потенциально угрожают целостности защитной оболочки или делают возможным ее байпасирование, приводящее к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу;
- b) реализацию проектных или эксплуатационных мер для «практического исключения» возможности возникновения этих условий. При разработке таких мер следует предусматривать достаточные запасы, чтобы снять вопросы, связанные с неопределенностями;
- c) окончательное подтверждение адекватности мер с помощью детерминистического анализа безопасности, дополненного вероятностной оценкой безопасности и инженерной оценкой.

7.71. Хотя могут быть установлены вероятностные целевые значения, подтверждение «практического исключения» вероятности возникновения условий, которые могут приводить к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу, не должно основываться исключительно на низких значениях вероятности. Соответствующие последовательности событий следует определять детерминистическим путем, а их «практическое исключение» следует подтверждать на основе функциональных характеристик средств обеспечения безопасности, делающих возникновение таких последовательностей событий крайне маловероятным.

7.72. В случае если требуется обеспечить, чтобы условия, потенциально ведущие к вероятному радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу, были физически невозможны,

необходимо проанализировать характеристики безопасности, внутренне присущие системе, для подтверждения того, что такие условия не могут, по законам природы, возникнуть и что будут успешно выполнены фундаментальные функции безопасности, связанные с управлением реактивностью, теплоотводом и удержанием радиоактивного материала, включая ограничение аварийных радиоактивных выбросов (см. Требование 4 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [1]). На практике применение такого подхода ограничивается весьма специфическими случаями. Примером его применения могут являться неконтролируемые реактивные аварии, при которых основная защита обеспечивается отрицательным коэффициентом реактивности при всех возможных сочетаниях мощности реактора, а также давления и температуры теплоносителя.

## **8. ДОКУМЕНТИРОВАНИЕ, РАССМОТРЕНИЕ И ОБНОВЛЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ**

### **ДОКУМЕНТИРОВАНИЕ**

8.1. Пункт 4.62 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] гласит, что «результаты и выводы оценки безопасности необходимо надлежащим образом документировать в виде доклада по безопасности, в котором отражается сложность данной установки или деятельности и соответствующих радиационных рисков». Пункт 4.64 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] гласит, что «в докладе по безопасности необходимо документировать оценку безопасности со сферой охвата и детализацией, достаточными для обоснования сделанных выводов и получения соответствующих данных для проведения независимой проверки и анализа вопросов регулирования».

8.2. В то время как сам доклад по безопасности должен быть в достаточной степени комплексным, чтобы соответствовать указанным целям, обычно имеются и другие документы, которые могут включать описание и результаты детерминистического анализа безопасности, используемые в качестве дополнительной информации при проведении независимой проверки и анализа вопросов регулирования. В отношении всей документации по детерминистическому анализу безопасности,

предназначенной для представления на рассмотрение регулирующего органа, следует применять правила, аналогичные тем, которые применяются в отношении доклада по безопасности.

8.3. Доклад по безопасности должен содержать перечень всех состояний станции, упоминаемых в детерминистическом анализе безопасности и надлежащим образом сгруппированных в соответствии с частотой их возникновения и теми конкретными угрозами для целостности физических барьеров на пути выбросов радиоактивных материалов, которые рассматриваются при анализе. Следует обосновывать выбор ограничивающих сценариев в каждой группе. Должно быть продемонстрировано «практическое исключение» возможности возникновения условий, ведущих к радиоактивному выбросу на ранней стадии или крупному радиоактивному выбросу.

8.4. В отдельной части доклада по безопасности или в отдельном документе следует представить все наиболее важные данные о станции, которые применяются для разработки моделей станции (по сути, «базу данных для детерминистического анализа безопасности») и которые считаются необходимыми для независимой верификации или оценки проведенного детерминистического анализа безопасности. Эти данные должны включать информацию о геометрических, тепловых и гидравлических параметрах, свойствах материалов, характеристиках управляющей системы и уставках, диапазоне неопределенностей контрольно-измерительных приборов станции, а также соответствующие чертежи и другую графическую документацию. Если эти данные недостаточно хорошо документированы и обоснованы в самом докладе по безопасности, следует четко определить другие надежные источники данных для подготовки моделей станции и представить ссылки на них в докладе по безопасности.

8.5. Следует представлять краткое описание компьютерных кодов, используемых в детерминистическом анализе безопасности. Помимо ссылок на документацию по конкретному коду, в описание следует включать обоснование того, что код соответствует поставленной цели и что пользователь провел его верификацию и валидацию (см. пункты 5.14–5.39).

8.6. В зависимости от моделируемых явлений и других характеристик конкретного анализируемого сценария, для каждого из сценариев следует выбирать соответствующий критерий или набор критериев приемлемости и представить его или их наряду с анализом безопасности этого сценария с четким указанием условий применимости критериев (см. раздел 4).

8.7. Следует подробно описывать имитационные модели и основные допущения, использованные при анализе для подтверждения соответствия каждому конкретному критерию приемлемости, включая объем валидации модели. Следует давать описание различных подходов, которые могли быть использованы для каждого состояния станции (см. раздел 6).

8.8. Если в детерминистическом анализе предполагается последовательное использование нескольких различных компьютерных кодов, следует четко описывать перенос данных между различными этапами анализа аварии и/или последовательно используемыми компьютерными кодами, с тем чтобы обеспечить прослеживаемость расчетов, что является необходимым условием для независимой верификации, понимания и принятия результатов.

8.9. Временной интервал, охватываемый любым анализируемым и представляемым сценарием, следует устанавливать таким образом, чтобы он продолжался до того момента, пока станция не достигнет безопасного и стабильного конечного состояния (хотя не все расчеты чувствительности должны быть обязательно представлены полностью для всей временной шкалы). Следует определять, что именно понимается под безопасным и стабильным конечным состоянием. Обычно предполагается, что безопасное и стабильное конечное состояние достигается, когда активная зона покрыта теплоносителем, обеспечен долговременный отвод тепла из активной зоны и из защитной оболочки, и при этом поддерживается и будет в дальнейшем поддерживаться подкритичность активной зоны с заданным запасом.

8.10. Документацию, содержащую результаты детерминистического анализа безопасности, следует структурировать и представлять в соответствующем формате таким образом, чтобы были обеспечены четкое описание и интерпретация хода аварии. Для похожих анализов может быть принят некий стандартный формат, что облегчает интерпретацию и взаимное сравнение результатов.

8.11. Документация с результатами детерминистического анализа безопасности должна, как правило, содержать следующую информацию:

- a) хронологическое описание основных событий в соответствии с порядком их расчета;
- b) описание и оценку аварии на основании выбранных параметров;
- c) рисунки с графиками основных расчетных параметров;

- d) выводы о приемлемости достигнутого уровня безопасности и заявление о соответствии всем релевантным критериям приемлемости, включая достаточность запасов;
- e) в надлежащих случаях, результаты анализа чувствительности.

8.12. Документальное оформление детерминистического анализа безопасности следует производить в соответствии с процедурами обеспечения качества и контроля качества [12–14].

8.13. Более подробная информация о документации по детерминистическому анализу безопасности, которая включается в различные части доклада об анализе безопасности, представлена в публикации Серии норм МАГАТЭ по безопасности № SSG-61 «Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants» («Формат и содержание доклада об анализе безопасности для атомных электростанций» [21].

### **Конфиденциальная информация в документации**

8.14. Следует определять и надлежащим образом защищать содержащуюся в докладах о детерминистическом анализе безопасности конфиденциальную информацию, несанкционированное раскрытие которой может поставить под угрозу физическую ядерную безопасность. Она может включать, наряду с прочим, информацию об идентификации и категоризации постулируемых исходных событий и результатах выполненного детерминистического анализа безопасности. Эту информацию следует защищать в соответствии с руководящими материалами по информационной безопасности [6].

## **РАССМОТРЕНИЕ И ОБНОВЛЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ**

8.15. В соответствии с требованием, изложенном в пункте 5.10 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2], следует периодически проводить обновление детерминистического анализа безопасности, используемого в процессе лицензирования, с целью учета изменений конфигурации атомной электростанции, характеристик технологических систем и элементов станции, эксплуатационных параметров, станционных процедур, а также для учета результатов исследований, приобретенных новых знаний и понимания физических явлений, включая изменения в компьютерных кодах, потенциально способные оказывать значительное влияние на результаты анализа.



8.16. Помимо периодически выполняемых обновлений, анализ безопасности следует обновлять при поступлении информации, вскрывающей какую-либо опасность, отличную от других по своей природе, с более высокой вероятностью возникновения либо с большей силой воздействия, чем предполагалось ранее.

8.17. В таких случаях следует проводить повторную оценку анализа безопасности в целях подтверждения того, что он по-прежнему дает достоверные результаты и отвечает поставленным для него целям. Результаты следует оценивать на соответствие действующим требованиям в отношении детерминистического анализа безопасности, применимых экспериментальных данных, экспертной оценки и сравнения с результатами других подобных анализов.

8.18. Итоги такой повторной оценки, включая вновь выполненные детерминистические анализы безопасности, в случае необходимости следует отражать в обновленной документации по техническому обоснованию безопасности, при этом уровень документирования должен быть соразмерен масштабу изменений и связанных с ними последствий.

## **9. НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ЛИЦЕНЗИАТОМ**

9.1. Требование 21 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] гласит, что **«эксплуатирующая организация должна проводить независимую проверку оценки безопасности до начала ее использования эксплуатирующей организацией или до представления регулирующему органу»**. Цель и объем такой независимой проверки дополнительно изложены в пунктах 4.66–4.71 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2].

9.2. Главной целью независимой проверки анализа безопасности лицензиатом (эксплуатирующей организацией) является подтверждение того, что анализ безопасности и особенно те его части, которые разработаны другими группами или организациями, такими как разработчики, изготовители и конструкторы, были выполнены приемлемым образом и удовлетворяют применимым требованиям безопасности. Как минимум,

лицензиату, поскольку он несет основную ответственность за обеспечение безопасности, следует проверять, что проект отвечает соответствующим регулирующим требованиям и что соблюдены критерии приемлемости.

9.3. Среди прочих видов ответственности, перечисленных в пункте 3.6 публикации Серии норм МАГАТЭ по безопасности № SF-1 «Основополагающие принципы безопасности» [22], указана ответственность лицензиата «за проверку адекватности конструкции и надлежащего качества установок и деятельности и связанного с ними оборудования». Адекватность проекта следует подтверждать путем оценки безопасности.

9.4. В пункте 4.13 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] разъясняется, что анализ безопасности является важным элементом оценки безопасности. В связи с этим соответствующие требования публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] применяются в полном объеме к детерминистическому анализу безопасности как важной части оценки безопасности.

9.5. В процессе проектирования анализ безопасности и независимая проверка выполняются разными группами или организациями. Они являются неотъемлемыми частями итеративного процесса проектирования, и целью здесь является обеспечение соответствия станции требованиям безопасности. Однако независимую проверку следует проводить эксплуатирующей организации или от ее имени, и она должна иметь отношение только к проекту, представленному регулирующему органу на утверждение.

9.6. В соответствии с пунктом 4.67 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] эксплуатирующая организация должна обеспечивать, чтобы независимая проверка детерминистического анализа безопасности проводилась лицами или группой лиц, которые имеют надлежащую квалификацию и опыт, но не принимали участия в первоначальном проведении анализа безопасности перед тем, как его результаты были представлены регулирующему органу. Эксплуатирующая организация несет полную ответственность за независимую проверку, даже если частично работа поручается другим организациям.

9.7. Персонал, проводящий независимую проверку, считается независимым, если он не принимал участие в первоначальном анализе безопасности. Особое внимание независимости группы проверки следует

уделять в случае, если она принадлежит к той же проектной организации или иной, тесно связанной с ней организации. Предпочтительным вариантом является привлечение полностью независимой организации.

9.8. Группа, проводящая независимую проверку, для определения сферы охвата и объема своей проверки может воспользоваться результатами любых рассмотрений в рамках обеспечения качества, которые выполнялись ранее.

9.9. Особое внимание следует уделять независимым проверкам анализа безопасности для атомных электростанций более старых проектов, которые были сооружены по менее строгим стандартам, а также эволюционных или инновационных проектов с использованием новых проектных решений.

9.10. При проведении независимой проверки допускается применение тех же методов, что и при первоначальном анализе безопасности. Однако при этом сфера охвата независимой проверки может быть более узкой, так как она будет нацелена не на все, а только на наиболее значимые проблемы и требования безопасности. Пункт 4.68 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2] требует: «решения, принимаемые в отношении сферы охвата и степени детализации независимой проверки, необходимо анализировать в ходе самой независимой проверки».

9.11. В то время как проверка может быть для удобства разделена на этапы, которые выполняются на разных значимых стадиях проектирования, финальную независимую проверку оценки безопасности всегда следует проводить силами эксплуатирующей организации по завершении проектирования.

9.12. Независимая проверка, как правило, затрагивает этапы, предшествующие началу строительства станции, и сосредоточена на анализе безопасности, первоначально выполненном проектной организацией. Однако этот же подход следует применять и к другим последующим видам деятельности по проверке.

9.13. Любые результаты, рекомендации и общие выводы независимой проверки следует обосновывать с использованием в надлежащих случаях одного из следующих методов:

- a) сравнение с законодательными, регулирующими или другими правовыми требованиями;
- b) сравнение с руководящими материалами регулирующего органа;

- c) сравнение с нормами безопасности или руководящими материалами МАГАТЭ;
- d) сравнение с аналогичными проектами;
- e) использование общего опыта реализации предшествующих проектов;
- f) расчеты в рамках независимой проверки.

9.14. Надежность всех численных моделей, которые применялись при анализе безопасности, следует демонстрировать посредством сравнений, независимых анализов и проверки соответствия в целях подтверждения того, что внутренне присущий этим моделям уровень неопределенности соответствует тем требованиям к надежности, которые предъявляются ко всему проекту конструкции.

9.15. Согласно пункту 4.69 публикации GSR Part 4 (Rev. 1) [2], независимая проверка должна состоять из двух основных частей: общего (качественного) рассмотрения, сосредоточенного на качестве и всеобъемлющем характере анализа безопасности; и специальных детальных проверок важных аспектов анализа, которые могут включать сравнение результатов представленного анализа с результатами новых, независимо выполненных расчетов. Составные части проверки должны включать, в зависимости от обстоятельств, следующее:

- a) соблюдение требований справочных документов (см. пункт 9.13);
- b) полноту документации;
- c) корректность входных данных;
- d) выбор исходных событий или сценариев аварии;
- e) выбор критериев приемлемости;
- f) выбор метода анализа безопасности;
- g) выбор компьютерных кодов для анализа безопасности и адекватность валидации кодов;
- h) выбор допущений в отношении обеспечения запасов безопасности;
- i) адекватность описания и оценки результатов анализа.

9.16. Следует проводить независимую проверку избранных компьютерных расчетов с целью подтверждения их правильности. Если исходный компьютерный код не прошел достаточную верификацию и валидацию, то для проверки точности компьютерных расчетов может потребоваться применение другого кода. Для целей независимой проверки предпочтительно применение иных компьютерных кодов; однако целям

рассмотрения может отвечать и применение тех же кодов, если модели станции (включая нодализацию, начальные и граничные условия) были подготовлены независимыми разработчиками.

9.17. При выполнении независимых расчетов, возможно, будет уместно выбрать не менее одного случая из каждой группы исходных событий — как правило, это случай с наименьшим запасом до критерия приемлемости. Однако следует учитывать, что независимые расчеты требуют времени и ресурсов.

9.18. Как правило, независимая проверка детерминистического анализа безопасности призвана подтвердить, что:

- a) анализ безопасности проведен согласно соответствующим регулирующим положениям, нормам безопасности и другим соответствующим руководящим материалам;
- b) выбранные постулируемые исходные события или сценарии аварий отражают специфику данного проекта и являются ограничивающими вариантами для всех прочих случаев;
- c) сочетание отдельных событий и выявление последующих отказов выполнено должным образом;
- d) компьютерные коды, используемые при анализе безопасности, были должным образом верифицированы и валидированы для данного применения;
- e) вычислительные модели отражают опыт и применимые руководящие материалы для их разработки и обеспечивают надежное прогнозирование эксплуатационных состояний и аварийных условий;
- f) допущения и данные, использованные в каждом анализе, были заданы должным образом, для того чтобы можно было продемонстрировать соблюдение соответствующих критериев приемлемости и наличие достаточных запасов с целью предотвращения пороговых эффектов;
- g) имеются надлежащие расчеты чувствительности или оценки неопределенностей, что позволяет обеспечивать достаточную надежность демонстрации безопасности с помощью анализа безопасности;
- h) анализ работоспособности систем станции в различных состояниях станции выполнен согласно правилам, установленным для детерминистического анализа безопасности, и отраслевым стандартам;

- i) соблюдение соответствующих критериев приемлемости было обеспечено либо с помощью автоматических систем, либо действия персонала предполагались только в случаях, для которых были доступны контекстуальные граничные условия для диагностирования, принятия решения и выполнения необходимого действия;
- j) результаты независимых расчетов находятся в разумном качественном и количественном согласии с результатами первоначального анализа, при этом в обоих случаях подтверждается соблюдение соответствующих критериев приемлемости;
- к) любые несоответствия, выявленные в ходе анализа безопасности, вполне понятны, имеют четкое объяснение и не ставят под сомнение выводы относительно приемлемости проекта.

9.19. Следует документально оформлять независимую проверку и ее результаты, предпочтительно в отдельном докладе о проверке, в котором описывается сфера охвата, степень детализации и методика проверки, а также полученные данные и выводы, вытекающие из качественной и количественной оценок, включая подробные комментарии по отдельным частям оценки безопасности и результаты независимых расчетов.

9.20. Следует поддерживать актуальность моделей, отражающих конструкцию станции, и данных, важных для анализа безопасности, в процессе проектирования и в течение всего срока эксплуатации станции. За это должен нести ответственность проектировщик на этапе проектирования и эксплуатирующая организация в течение срока службы станции. Рекомендуется вести соответствующую документацию и базы данных централизованно, для того чтобы все составители, лица, выполняющие оценку, и лица, проводящие проверку, пользовались одной и той же информацией.

9.21. Что касается вопросов обмена информацией о данных станции, то информацию о моделях и другом ноу-хау между лицами, выполняющими оценку, авторами и рецензентами, а также о правах собственности следует отражать в соответствующих обязательствах о соблюдении конфиденциальности.

## СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций: проектирование, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SSR-2/1 (Rev. 1), МАГАТЭ, Вена (2016).
- [2] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка безопасности установок и деятельности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 4 (Rev. 1), МАГАТЭ, Вена (2016).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2018 Edition, IAEA, Vienna (2019).
- [4] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ЕВРОПЕЙСКАЯ КОМИССИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОГРАММА ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Радиационная защита и безопасность источников излучения: Международные основные нормы безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 3, МАГАТЭ, Вена (2015).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSG-10, IAEA, Vienna (2018).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Security of Nuclear Information, IAEA Nuclear Security Series No. 23-G, IAEA, Vienna (2015).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, Safety Reports Series No. 52, IAEA, Vienna (2008).
- [8] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ МЕТЕОРОЛОГИЧЕСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ИНТЕРПОЛ, МЕЖДУНАРОДНАЯ МОРСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ГРАЖДАНСКОЙ АВИАЦИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПОДГОТОВИТЕЛЬНАЯ КОМИССИЯ ОРГАНИЗАЦИИ ПО ДОГОВОРУ О ВСЕОБЪЕМЛЮЩЕМ ЗАПРЕЩЕНИИ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ, ПРОГРАММА ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, УПРАВЛЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО

- КООРДИНАЦИИ ГУМАНИТАРНЫХ ВОПРОСОВ, Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 7, МАГАТЭ, Вена (2016).
- [9] ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, УПРАВЛЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО КООРДИНАЦИИ ГУМАНИТАРНЫХ ВОПРОСОВ, Меры по обеспечению готовности к ядерной и или радиологической аварийной ситуации, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-2.1, МАГАТЭ, Вена (2016).
- [10] ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Критерии для использования при обеспечении готовности и реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации, Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № GSG-2, МАГАТЭ, Вена (2012).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-54, IAEA, Vienna (2019).
- [12] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Применение системы управления для установок и деятельности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-3.1, МАГАТЭ, Вена (2009).
- [13] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Система управления для ядерных установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-3.5, МАГАТЭ, Вена (2014).
- [14] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Лидерство и менеджмент для обеспечения безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 2, МАГАТЭ, Вена (2017).
- [15] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка площадок для ядерных установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SSR-1, МАГАТЭ, Вена (2019).
- [16] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Учет внешних событий, исключая землетрясения, при проектировании атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № NS-G-1.5, МАГАТЭ, Вена (2008).
- [17] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Защита от внутренних пожаров и взрывов при проектировании атомных электростанций, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № NS-G-1.7, МАГАТЭ, Вена (2008). (Готовится пересмотренный вариант этой публикации.)



- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.11, IAEA, Vienna (2004). (A revision of this publication is in preparation.)
- [19] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Компьютерная безопасность на ядерных установках, Серия изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности, № 17, МАГАТЭ, Вена (2012).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-30, IAEA, Vienna (2014).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [22] 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, основополагающие принципы безопасности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SF-1, МАГАТЭ, Вена (2007).



## Приложение I

### ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

#### ОБЛАСТИ ПРИМЕНЕНИЯ

I–1. Детерминистический анализ безопасности может применяться в ряде случаев, в том числе при:

- a) проектировании атомных электростанций разработчиком проекта или проверке проекта эксплуатирующей организацией;
- b) анализе безопасности для целей лицензирования (получения официальных разрешений), включая официальные разрешения для различных этапов создания новой станции;
- c) независимой проверке анализа безопасности регулирующим органом;
- d) обновлении анализа безопасности в контексте периодического рассмотрения безопасности в целях подтверждения актуальности первоначальных оценок и выводов;
- e) анализе безопасности для целей модификации станции;
- f) анализе реальных эксплуатационных событий или сочетаний подобных событий с другими гипотетическими отказами, выходящими за пределы нормальной эксплуатации (анализе возможных, но реально не произошедших событий);
- g) разработке и валидации аварийных эксплуатационных процедур;
- h) разработке руководящих принципов по управлению тяжелыми авариями;
- i) демонстрации критериев успеха и разработке аварийных последовательностей при вероятностных оценках безопасности уровней 1 и 2.

I–2. Детерминистический анализ безопасности применительно к проектированию АЭС и получению для них официальных разрешений (лицензированию) (подпункты (a)–(e) пункта I–1) может проводиться с целью подтверждения соблюдения установленных критериев приемлемости с достаточными запасами безопасности (что обеспечивается различными способами для проектных аварий и запроектных условий). Детерминистический анализ безопасности, связанный с анализом эксплуатационных событий, разработкой процедур или руководящих принципов и поддержкой вероятностного анализа безопасности

(подпункты (f)–(i) пункта I–1), как правило, не нацелен на подтверждение соблюдения критериев приемлемости и выполняется реалистичным методом, насколько это целесообразно.

## ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

I–3. Требования безопасности, относящиеся к анализу безопасности проекта станции, изложены в Требовании 42 и пунктах 5.71–5.74 публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № SSR-2/1 (Rev. 1) «Безопасность атомных электростанций: проектирование» [I–1]. Более конкретные требования в отношении объема и целей детерминистического анализа безопасности изложены в пункте 5.75 публикации SSR-2/1 (Rev. 1) [I–1].

I–4. Основные элементы проектных требований, определяемые детерминистическим анализом безопасности, как правило, включают: размеры оборудования; производственные возможности; значения уставок для параметров, связанных с запуском, прекращением работы систем и управлением ими; а также рабочие условия (окружающей среды). Эти элементы обеспечивают эффективную эксплуатацию систем во всех соответствующих состояниях станции и достаточные эксплуатационные запасы. Анализ также включает оценку радиологических воздействий во всех состояниях станции для целей получения в будущем официального разрешения для станции.

I–5. Разработчик проекта, как правило, применяет анализ безопасности как неотъемлемую часть процесса проектирования, обычно предполагающего несколько итерационных циклов, которые могут охватывать изготовление оборудования и строительство станции. Анализ безопасности, применяемый при проектировании, проводится в соответствии с программой обеспечения качества.

I–6. Эксплуатирующая организация обычно проводит или проверяет анализ безопасности в пределах, необходимых для подтверждения того, что проект в реальном исполнении будет функционировать в процессе эксплуатации согласно ожиданиям и будет отвечать требованиям безопасности в любой точке расчетного срока службы станции. Такая независимая верификация считается отдельной дополнительной проверкой, позволяющей удостовериться в безопасности и правильности проекта.

I–7. Хотя детерминистический анализ безопасности проекта не предоставляет непосредственно входных данных для получения официального разрешения для атомной электростанции, ожидается, что его результаты позволят обеспечить достаточные запасы безопасности, что будет способствовать получению официального разрешения в будущем. В связи с этим он выполняется в том же объеме и согласно тем же или даже более строгим правилам, применимым для получения собственно официального разрешения, которые описаны в основной части текста настоящего документа.

## ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЛИЦЕНЗИРОВАНИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

I–8. Соблюдение всех применимых регулирующих положений и норм, а также иных применимых требований безопасности является существенным условием безопасной и надежной эксплуатации атомной электростанции. Выполнение этого условия может быть продемонстрировано с помощью первоначального или обновленного анализа безопасности, результаты которого, как правило, прилагаются к документации по техническому обоснованию безопасности для разных этапов срока службы станции, а также других вспомогательных видов анализа безопасности, связанных с представлением различных документов на рассмотрение регулирующего органа.

I–9. На основе этого анализа в целях лицензирования может быть продемонстрирована надежность проекта при выполнении функций безопасности во всех режимах эксплуатации и во всех состояниях станции. В частности, может быть показана эффективность систем безопасности в сочетании с предписанными действиями оператора в случае ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, а также эффективность средств безопасности в сочетании с ожидаемыми действиями оператора в случае возникновения запроектных условий.

I–10. Анализ в целях лицензирования, как правило, проводится в соответствии с установленными консервативными либо реалистичными правилами и включает сравнение результатов анализа с соответствующими критериями приемлемости. Демонстрация соответствия критериям

приемлемости происходит с учетом неопределенностей в анализе. Правила выполнения детерминистического анализа безопасности подробно излагаются в основном тексте.

#### ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НЕЗАВИСИМОЙ ПРОВЕРКИ РЕГУЛИРУЮЩИМ ОРГАНОМ

I–11. В целях проверки полноты и согласованности результатов детерминистического анализа безопасности, представленных в рамках лицензионного процесса, и проверки на соответствие проекта требованиям регулирующий орган, как правило, проводит отдельное независимое рассмотрение. Согласно пункту 4.71 публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ № GSR Part 4 (Rev. 1) «Оценка безопасности установок и деятельности» [I–2], «Проводимая регулирующим органом проверка не является частью процесса, осуществляемого эксплуатирующей организацией, и она не может использоваться или рассматриваться эксплуатирующей организацией в качестве составной части ее независимой проверки».

#### ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПЕРИОДИЧЕСКИХ РАССМОТРЕНИЯХ БЕЗОПАСНОСТИ

I–12. Для уточнения или обновления ранее выполненного анализа безопасности в контексте периодического рассмотрения безопасности может потребоваться дополнительное проведение детерминистического анализа безопасности для получения уверенности в том, что сохраняется достоверность первоначальных оценок и выводов. Как правило, при таком анализе следует рассматривать любые запасы, которые, возможно, снизились за данный период времени в связи со старением оборудования.

#### ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ МОДИФИКАЦИЯХ СТАНЦИЙ

I–13. Модернизация атомной электростанции, как правило, осуществляется на основе учета опыта эксплуатации, результатов периодических рассмотрений безопасности (если они проводятся), изменений

регулирующих требований, появления новых знаний или развития технологий. Модификации станции включают изменения конструкций, систем или элементов, изменения технологических параметров, изменения конфигурации или изменения эксплуатационных процедур.

I–14. Целью модификаций на станции зачастую является достижение большей экономической эффективности эксплуатации реактора и использования ядерного топлива. К таким модификациям относятся: повышение номинальной мощности реактора, использование усовершенствованных типов топлива и использование инновационных методов перегрузки активной зоны. При таких модификациях зачастую предполагается, что запасы безопасности до эксплуатационных пределов могут сократиться, и уделяется повышенное внимание тому, чтобы эти пределы не были превышены.

I–15. Детерминистический анализ безопасности проводится, как правило, в поддержку модификаций станции. Объем детерминистического анализа безопасности обычно соответствует важности модификации для безопасности. Анализ безопасности обычно проводится согласно правилам, установленным для детерминистического анализа, проводимого в целях проектирования и лицензирования.

I–16. Изменения, которые требуют значительных модификаций станции, такие как увеличение номинальной мощности и достижение большей глубины выгорания топлива, более длительные топливные кампании и продление ресурса, как правило, прорабатываются с помощью всеобъемлющего детерминистического анализа безопасности в целях подтверждения соблюдения критериев приемлемости. Требуется особое внимание, когда речь идет об одновременном внедрении нескольких изменений.

## ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ АНАЛИЗЕ СОБЫТИЙ С ПРЕВЫШЕНИЕМ ПРЕДЕЛОВ ДЛЯ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

I–17. Детерминистический анализ безопасности используется в качестве инструмента для достижения всестороннего понимания событий, происходящих в процессе эксплуатации атомных электростанций и является неотъемлемой частью учета опыта эксплуатации. События анализируются в следующих целях:

- a) проверка полноты ранее определенных наборов постулируемых исходных событий;
- b) установление того, охватывается ли рассматриваемое событие переходными процессами, проанализированными в документации по техническому обоснованию безопасности;
- c) получение дополнительной информации о временной зависимости значений параметров, которые невозможно непосредственно наблюдать с помощью контрольно-измерительных приборов на станции;
- d) проверка того, выполняли ли операторы и технологические системы свои функции надлежащим образом;
- e) проверка и анализ аварийных эксплуатационных процедур;
- f) выявление новых проблем и вопросов безопасности, вытекающих из анализа;
- g) поддержка при решении возможных проблем безопасности, выявленных при анализе события;
- h) анализ серьезности возможных последствий в случае дополнительных отказов (таких как предвестники тяжелой аварии);
- i) валидация и корректировка моделей в компьютерных кодах, применяемых для анализа и в учебных тренажерах.

I–18. Анализ событий, как правило, проводится с использованием реалистичного подхода (метода улучшенной оценки). Там, где возможно, применяются реальные данные станции. При недостатке подробной информации об эксплуатационных параметрах станции возможно проведение анализа чувствительности с варьированием выбранных параметров.

I–19. Оценка событий, значимых для безопасности, является важным аспектом учета опыта эксплуатации. Современные компьютерные коды улучшенной оценки позволяют изучать поведение станции и добиваться его четкого понимания. Выводы по результатам такого анализа включаются в модификации станции или процедуры на станции в порядке учета опыта эксплуатации.



## ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАЗРАБОТКЕ И ВАЛИДАЦИИ АВАРИЙНЫХ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРОЦЕДУР

I–20. Детерминистический анализ безопасности методом улучшенной оценки, как правило, выполняется с целью подтверждения стратегий восстановления, которые были разработаны для восстановления нормальных условий эксплуатации на станции после переходных процессов, вызванных ожидаемыми при эксплуатации событиями, а также проектными авариями и запроектными условиями без значительной деградации топлива. Эти стратегии отражаются в аварийных эксплуатационных процедурах, определяющих действия по ликвидации последствий таких событий. Детерминистический анализ безопасности обеспечивает входные данные, необходимые для определения действий оператора, которые необходимо предпринять, и играет важную роль при рассмотрении стратегий управления авариями. При разработке стратегий восстановления для определения периода времени, доступного оператору для выполнения эффективных действий, проводятся расчеты чувствительности к времени выполнения оператором необходимых действий, причем эти расчеты могут использоваться для оптимизации процедур.

I–21. После разработки аварийных эксплуатационных процедур проводится верификационный анализ с целью подтверждения того, что окончательный вариант аварийной эксплуатационной процедуры соответствует моделируемому поведению станции. Кроме того, проводится валидация аварийных эксплуатационных процедур. Валидация, как правило, проводится с помощью станционных тренажеров. Она проводится с целью подтверждения того, что подготовленный оператор может выполнять заданные действия в пределах доступного периода времени и что станция будет переведена в безопасное конечное состояние. Возможные отказы систем станции и возможные ошибки оператора учитываются при анализе чувствительности.

## ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАЗРАБОТКЕ РУКОВОДЯЩИХ ПРИНЦИПОВ ПО УПРАВЛЕНИЮ ТЯЖЕЛЫМИ АВАРИЯМИ

I–22. Детерминистический анализ безопасности также, как правило, проводится в помощь разработке стратегии, которой должен следовать оператор в случае, если с помощью аварийных эксплуатационных процедур

не удастся предотвратить развития проектной аварии в запроектные условия с расплавлением активной зоны. Анализ проводится с использованием одного и более специальных компьютерных кодов, предназначенных для моделирования соответствующих физических явлений.

I–23. Этот анализ используется для выявления угроз для целостности барьеров или альтернативных путей их байпасирования, возникновение которых можно ожидать в процессе развития аварий, а также явлений, которые будут иметь место. Он применяется с целью получения основы для разработки комплекта руководящих принципов по управлению авариями и смягчению их последствий.

I–24. Анализ обычно начинается с выбора аварийных последовательностей, которые в отсутствие вмешательства оператора могут приводить к повреждению активной зоны. Применяется группирование аварийных последовательностей с аналогичными характеристиками, с тем чтобы ограничить число последовательностей, которые требуют анализа. Такое разделение на категории может основываться на нескольких показателях состояния станции: постулируемое исходное событие, состояние останова либо состояние систем аварийного охлаждения активной зоны, состояние границы реакторного контура, теплоприемника второго контура, системы отвода тепла из защитной оболочки и границы защитной оболочки.

I–25. Меры по управлению авариями в целом можно разделить на предупредительные и смягчающие. При анализе, проводимом в обоснование разработки руководящих принципов по управлению тяжелыми авариями основное внимание, как правило, уделяется смягчающим мерам, которые представляют собой стратегии по управлению тяжелыми авариями, имеющие целью смягчить последствия расплавления активной зоны. Для реакторов с водяным охлаждением такие стратегии могут включать впрыск теплоносителя в поврежденную активную зону, сброс давления в первом контуре, запуск системы орошения гермообъема, охлаждение расплава корнума вне корпуса реактора, рекомбинацию горючих газов и фильтруемый сброс давления в защитной оболочке [I–3]. Следует учитывать возможные негативные последствия, которые могут возникнуть в связи с принятием смягчающих мер. К ним относятся скачки давления, образование водорода, возврат к критичности, паровые взрывы, тепловой удар, воспламенение или взрыв водорода. Для реакторов других конструкций рассматриваются смягчающие меры применительно к их конструкции.

I–26. Необходимо тщательно анализировать и задавать условия перехода от аварийных эксплуатационных процедур к руководящим принципам по управлению тяжелыми авариями (в случае, если это разные документы), с тем чтобы оператор всегда имел под рукой руководящие материалы по необходимым действиям и контролю развития аварии независимо от последовательности отказов.

## ПРИМЕНЕНИЕ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ДЕМОНСТРАЦИИ КРИТЕРИЕВ УСПЕХА И РАЗРАБОТКИ АВАРИЙНЫХ ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОСТЕЙ В РАМКАХ ВЕРОЯТНОСТНЫХ ОЦЕНОК БЕЗОПАСНОСТИ УРОВНЕЙ 1 И 2

I–27. Детерминистический анализ и вероятностная оценка взаимно дополняют друг друга и позволяют получить полную картину общей безопасности станции для всего спектра параметров «частота-последствия». Вместе с тем признается, что будут существовать некоторые остаточные риски.

I–28. Детерминистический анализ безопасности играет важную роль в обосновании вероятностной оценки безопасности посредством определения «критериев успеха». Детерминистический анализ безопасности, как правило, применяется для выявления угроз целостности физических барьеров с целью определения режимов отказа барьера в результате воздействия угрозы и для определения возможности воздействия сразу на несколько барьеров в рамках того или иного аварийного сценария. Цель такого анализа, проводимого в поддержку вероятностной оценки безопасности, состоит в определении, с учетом различных комбинаций отказов оборудования и человеческих ошибок, минимального набора средств обеспечения безопасности, которые могут предотвратить деградацию ядерного топлива. Детерминистический анализ проводится реалистичным методом, но при этом, если необходимо, выполняется количественная оценка неопределенностей.

I–29. Более конкретно, детерминистический анализ проводится с целью уточнения порядка действий как автоматических систем, так и оператора. Это позволяет определить время, имеющееся у оператора для принятия мер в конкретных сценариях, и способствует уточнению критериев успеха для систем, необходимых для осуществления превентивных и смягчающих мер.

## СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ К ПРИЛОЖЕНИЮ I

- [I-1] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций: проектирование, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SSR-2/1 (Rev. 1), МАГАТЭ, Вена (2016).
- [I-2] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Оценка безопасности установок и деятельности, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 4 (Rev. 1), МАГАТЭ, Вена (2016).
- [I-3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-54, IAEA, Vienna 2019).

## Приложение II

### ДИАПАЗОНЫ ЧАСТОТ ДЛЯ КАТЕГОРИЙ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ И ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

II-1. В таблице II-1 представлены возможные категории ожидаемых при эксплуатации событий и проектных аварий, используемые в некоторых странах для новых реакторов.

ТАБЛИЦА II-1. ПРИМЕРЫ ПРИМЕНЯЕМЫХ В НЕКОТОРЫХ СТРАНАХ КАТЕГОРИЙ ОЖИДАЕМЫХ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ СОБЫТИЙ И ПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

Состояние станции	Альтернативные названия, используемые в некоторых государствах	Ориентировочный диапазон частот возникновения (в год)
Ожидаемые при эксплуатации события	Отказы средней частоты: ПР-2, СС-2	$f > 10^{-2}$
Проектные аварии	Нечастые отказы: ПР-3, СС-3	$10^{-2} > f > 10^{-4}$
	Предельные отказы: ПР-4, СС-4	$10^{-4} > f > 10^{-6}$

**Примечание:** «ПР» — проектный режим; «СС» — состояние станции. Обозначения ПР-1 и СС-1 используются для нормальной эксплуатации. Необходимо рассматривать и некоторые другие аварии с частотой  $< 10^{-6}$  постольку, поскольку они являются характерными для определенного типа риска, от которого должен быть защищен реактор.



## СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Boyce T.	Комиссия по ядерному регулированию, США
Courtin E.	Компания «Фрамагом», Франция
Harwood C.	Канадская комиссия по ядерной безопасности, Канада
Herer C.	Институт радиационной защиты и ядерной безопасности, Франция
Lee S.	Корейский институт ядерной безопасности, Республика Корея
Luis Hernandez J.	Институт радиационной защиты и ядерной безопасности, Франция
Misak J.	Институт ядерных исследований, Ржеж, Чешская Республика
Ochi H.	Управление по ядерному регулированию, Япония
Ramon J.	Совет по ядерной безопасности, Испания
Spitzer C.	Международное агентство по атомной энергии
Steinrötter T.	Общество по безопасности установок и ядерных реакторов (GRS), Германия
Villalibre Ares P.	Международное агентство по атомной энергии
Virtanen E.	Управление по радиационной и ядерной безопасности, Финляндия
Yllera J.	Международное агентство по атомной энергии







# IAEA

Международное агентство по атомной энергии

№ 26

## ЗАКАЗ В СТРАНАХ

Платные публикации МАГАТЭ могут быть приобретены у перечисленных ниже поставщиков или в крупных книжных магазинах.

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

### СЕВЕРНАЯ АМЕРИКА

#### ***Bernan / Rowman & Littlefield***

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA

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

Эл.почта: [orders@rowman.com](mailto:orders@rowman.com) • Сайт: <http://www.rowman.com/bernan>

### ОСТАЛЬНЫЕ СТРАНЫ

Просьба связаться с местным поставщиком по вашему выбору или с вашим основным дистрибьютером:

#### ***Eurospan Group***

Gray's Inn House  
127 Clerkenwell Road  
London EC1R 5DB  
United Kingdom

#### ***Торговые заказы и справочная информация:***

Тел: +44 (0) 1767604972 • Факс: +44 (0) 1767601640

Эл.почта: [eurospan@turpin-distribution.com](mailto:eurospan@turpin-distribution.com)

#### ***Индивидуальные заказы:***

[www.eurospanbookstore.com/iaea](http://www.eurospanbookstore.com/iaea)

#### ***Дополнительная информация:***

Тел: +44 (0) 2072400856 • Факс: +44 (0) 2073790609

Эл.почта: [info@eurospangroup.com](mailto:info@eurospangroup.com) • Сайт: [www.eurospangroup.com](http://www.eurospangroup.com)

### **Заказы на платные и бесплатные публикации можно направлять напрямую по адресу:**

Группа маркетинга и сбыта (Marketing and Sales Unit)

Международное агентство по атомной энергии

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

Телефон: +43 1 2600 22529 или 22530 • Факс: +43 1 26007 22529

Эл.почта: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org) • Сайт: <https://www.iaea.org/ru/publikacii>





**Обеспечение безопасности с помощью международных норм**

**МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ  
ВЕНА**