

СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Оценка безопасности и
независимая проверка
для атомных
электростанций

РУКОВОДСТВА

№ NS-G-1.2



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

В соответствии со статьей III своего Устава Агентство уполномочено устанавливать нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и обеспечивать применение этих норм в мирной деятельности в ядерной области.

Связанные с регулирующей деятельностью публикации, посредством которых МАГАТЭ устанавливает нормы и меры безопасности, выпускаются в **Серии норм безопасности МАГАТЭ**. Эта серия охватывает ядерную безопасность, радиационную безопасность, безопасность транспортировки и безопасность отходов, и также общие принципы безопасности (т. е. имеет отношение к двум или более этих четырех областей), и категории публикаций в ней включают - **Основы безопасности, Требования безопасности и Руководства по безопасности**.

Основы безопасности (синий шрифт) содержат основные цели, концепции и принципы обеспечения безопасности и защиты в освоении и применении ядерной энергии для мирных целей.

Требования безопасности (красный шрифт) устанавливают требования, которые необходимо выполнять для обеспечения безопасности. Эти требования, для выражения которых применяется формулировка “должен, должна, должно, должны”, определяются целями и принципами, изложенными в Основах безопасности.

Руководства по безопасности (зеленый шрифт) рекомендуют меры, условия или процедуры выполнения требований безопасности. Для рекомендаций в Руководствах по безопасности применяется формулировка “следует”, которая означает, что для выполнения требований необходимо принимать рекомендуемые или эквивалентные альтернативные меры.

Нормы безопасности МАГАТЭ не имеют юридически обязательной силы для государств-членов, но они могут приниматься ими по их собственному усмотрению для использования в национальных регулирующих положениях, касающихся их собственной деятельности. Эти нормы обязательны для МАГАТЭ в отношении его собственной работы и для государств в отношении операций, в которых МАГАТЭ оказывает помощь.

Информацию о программе норм безопасности МАГАТЭ (включая информацию об изданиях на других языках, помимо английского) можно получить на сайте МАГАТЭ в Интернете

www-ns.iaea.org/standards/

или по запросу, который следует направлять в Секцию координации деятельности по обеспечению безопасности МАГАТЭ по адресу: IAEA, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

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

Доклады по вопросам обеспечения безопасности и защиты в ядерной деятельности выпускаются в другой серии, в частности, в **Серии докладов МАГАТЭ по безопасности**, в качестве информационных публикаций. Доклады по безопасности могут содержать описание образцовой практики, а также практических примеров и детальных методов, которые могут использоваться для выполнения требований безопасности. Они не устанавливают требования или не содержат рекомендации.

Другие серии изданий МАГАТЭ, которые включают публикации по вопросам безопасности - это **Серия технических докладов, Серия докладов по радиологическим оценкам, Серия ИНСАГ, Серия TECDOC, Серия временных норм безопасности, Серия учебных курсов, Серия услуг МАГАТЭ и Серия компьютерных руководств**, а также **Практические руководства по радиационной безопасности и Практические технические руководства по излучениям**. МАГАТЭ выпускает также доклады по радиационным авариям и другие специальные публикации.

Настоящая публикация была заменена публикациями GSR Part 4 (Rev. 1) и SSG-2.

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ И НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА ДЛЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

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

© МАГАТЭ, 2004

Разрешение на воспроизведение или перевод информации, содержащейся в данной публикации, можно получить, направив запрос в письменном виде по адресу: International Atomic Energy Agency, Wagramerstrasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

Напечатано МАГАТЭ в Австрии
Февраль 2004
STI/PUB/1112

СЕРИЯ ИЗДАНИЙ ПО БЕЗОПАСНОСТИ, № NS-G-1.2

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ И
НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА
ДЛЯ АТОМНЫХ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Руководство по безопасности

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 2004 ГОД

Настоящая публикация была заменена публикациями GSR Part 4 (Rev. 1) и SSG-2.

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ И НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА ДЛЯ
АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

МАГАТЭ, ВЕНА, 2004

STI/PUB/1112
ISBN 92-0-403004-6
ISSN 1020-5845

ПРЕДИСЛОВИЕ

Мохамед ЭльБарадей
Генеральный директор

Одна из уставных функций МАГАТЭ сводится к тому, чтобы устанавливать или применять нормы безопасности для охраны здоровья, жизни и имущества в деятельности по освоению и применению ядерной энергии в мирных целях, а также обеспечивать применение этих норм как в своей собственной работе, так и в работе, в которой оказывается помощь, и, по требованию сторон, в деятельности, проводимой на основании любого двустороннего или многостороннего соглашения, или, по требованию того или иного государства, к любому виду деятельности этого государства в области ядерной энергии.

Наблюдение за разработкой норм безопасности осуществляют следующие консультативные органы: Консультативная комиссия по нормам безопасности (ККНБ); Консультативный комитет по нормам ядерной безопасности (НУССАК); Консультативный комитет по нормам радиационной безопасности (РАССАК); Консультативный комитет по нормам безопасности перевозки (ТРАНССАК); и Консультативный комитет по нормам безопасности отходов (ВАССАК). Государства-члены широко представлены в этих комитетах.

Чтобы обеспечить широчайший международный консенсус, нормы безопасности направляются также всем государствам-членам для замечаний перед их одобрением Советом управляющих МАГАТЭ (в случае Основ безопасности и Требований безопасности) или, от имени Генерального директора, Комитетом по публикациям (в случае Руководств по безопасности).

Нормы безопасности МАГАТЭ не имеют юридически обязательной силы для государств-членов, но они могут приниматься ими по их собственному усмотрению для использования в национальных регулирующих положениях, касающихся их собственной деятельности. Эти нормы обязательны для МАГАТЭ в отношении его собственной работы и для государств в отношении операций, в которых МАГАТЭ оказывает помощь. Любое государство, желающее вступить в соглашение с МАГАТЭ, касающееся его помощи в связи с выбором площадки, проектированием, строительством, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией или снятием с эксплуатации ядерной установки или любой другой деятельностью, должно будет выполнять те части норм безопасности, которые относятся к деятельности, охватываемой соглашением. Однако следует помнить, что ответственность за принятие окончательных решений и юридическая

ответственность в любых процедурах лицензирования возлагается на государства.

Нормы безопасности устанавливают важнейшие основы для безопасности, однако может также потребоваться включение более детальных требований, отражающих национальную практику. Кроме того, будут включаться, как правило, специальные вопросы, которые должны оцениваться экспертами на индивидуальной основе.

Физическая защита делящихся и радиоактивных материалов и АЭС в целом упоминается в надлежащих случаях, но не рассматривается подробно; к обязательствам государств в этом отношении следует подходить на основе соответствующих договорно-правовых документов и публикаций, разработанных под эгидой МАГАТЭ. Нерадиологические аспекты техники безопасности на производстве и охраны окружающей среды также прямо не рассматриваются; признано, что государства должны выполнять свои международные обязательства и обязанности относительно них.

Требования и рекомендации, изложенные в нормах безопасности МАГАТЭ, возможно, не полностью соблюдаются на некоторых установках, построенных в соответствии с принятыми ранее нормами. Решения о том, как нормы безопасности должны применяться на таких установках, будут приниматься государствами.

Внимание государств обращается на тот факт, что нормы безопасности МАГАТЭ, не являясь юридически обязательными, разработаны с целью обеспечения того, чтобы мирные применения ядерной энергии и радиоактивных материалов осуществлялись таким образом, который дает возможность государствам выполнять свои обязательства в соответствии с общепринятыми принципами международного права и правилами, касающимися охраны окружающей среды. Согласно одному такому общему принципу территория государства не должна использоваться так, чтобы причинить ущерб в другом государстве. Государства, следовательно, обязаны проявлять должную осмотрительность и соответствующую меру заботливости.

Гражданская ядерная деятельность, осуществляемая в рамках юрисдикции государств, как и любая другая деятельность, подпадает под действие обязательств, которые государства могут принимать согласно международным конвенциям в дополнение к общепринятым принципам международного права. Государствам надлежит принимать в рамках своих национальных юридических систем такое законодательство (включая правила) и другие нормы и меры, которые могут быть необходимы для эффективного выполнения всех взятых на себя международных обязательств.

РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

Дополнение, если оно включено, представляет собой неотъемлемую часть норм и имеет тот же статус, что и основной текст. Приложения, сноски и списки литературы, если они включены, содержат дополнительную информацию или практические примеры, которые могут оказаться полезными для пользователя.

Формулировка “должен, должна, должно, должны” используется в нормах безопасности в случаях, когда речь идет о требованиях, обязанностях и обязательствах. Для рекомендации желательного варианта используется формулировка “следует”.

Официальным текстом является английский вариант.

Перевод настоящей публикации и научное редактирование/контроль качества этого перевода были выполнены Научно-техническим центром по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ) Госатомнадзора России.

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ	1
	Исходные положения	1
	Назначение	1
	Область рассмотрения	2
	Структура	3
2.	ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ, АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ И НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА	3
	Оценка безопасности и анализ безопасности	3
	Независимая проверка	4
	Связь между проектированием, оценкой безопасности и независимой проверкой	5
3.	ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ, ВАЖНЫЕ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ	8
	Общие положения	8
	Апробирования инженерная практика и опыт эксплуатации ...	8
	Новаторские разработки	9
	Применение глубокоэшелонированной защиты	10
	Радиационная защита	12
	Классификация конструкций, систем и компонентов по их влиянию на безопасность	14
	Защита от внешних событий	16
	Защита от внутренних источников опасности	20
	Соответствие требованиям сводов положений, норм и руководств	22
	Нагрузки и их комбинации	22
	Выбор материалов	23
	Единичный отказ и избыточность/независимость	25
	Разнообразие	28
	Испытания во время эксплуатации, техническое обслуживание, ремонт, инспекции и мониторинг аспектов, важных для безопасности	29
	Аттестация оборудования	30
	Старение и износ механизмов	31

Человеко-машинный интерфейс и применение инженерной психологии	33
Взаимодействие систем	36
Использование компьютеризованной поддержки при проектировании	37
4. АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ	38
Общее руководство	38
Постулированные исходные события	44
Детерминистский анализ безопасности	48
Вероятностный анализ безопасности	66
Изучение чувствительности и анализ неопределенности	90
Оценка используемых компьютерных кодов	91
5. НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА	94
СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ	96
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	97
ОРГАНЫ ПО ОДОБРЕНИЮ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ	99

1. ВВЕДЕНИЕ

ИСХОДНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

1.1. Данная публикация развивает требования по безопасности, содержащиеся в документе «Безопасность атомных электростанций: Проектирование» [1].

1.2. Данное Руководство по безопасности было разработано на основе систематического изучения всех относящихся к проблеме публикаций, включая Основы безопасности [2], Безопасность атомных электростанций: Проектирование [1], пересматриваемые в настоящее время и планируемые на будущее другие Руководства по безопасности, доклады ИНСАГ [3, 4] и иные публикации, рассматривающие безопасность атомных электростанций. Данное Руководство по безопасности является также руководящим документом для участников Конвенции о ядерной безопасности при выполнении ими обязательств в рамках Статьи 14 по оценке и проверке безопасности.

НАЗНАЧЕНИЕ

1.3. В документе из серии требований по безопасности, озаглавленном «Безопасность атомных электростанций: Проектирование» [1], утверждается, что всесторонняя оценка безопасности и независимая проверка оценки безопасности должны выполняться до представления проекта в регулирующий орган (см. пункты 3.10–3.13). Данная публикация содержит рекомендации по выполнению этого требования.

1.4. В данном Руководстве по безопасности содержатся рекомендации для разработчиков проекта по выполнению оценки безопасности в процессе первоначального проектирования и при проектировании в целях модификации, а также для эксплуатирующей организации по выполнению независимой проверки оценки безопасности новых атомных электростанций, спроектированных впервые или имеющих уже известную конструкцию. Рекомендации по выполнению оценки безопасности применимы также в качестве руководства при экспертизе безопасности существующих станций. Целью рассмотрения безопасности существующих станций на основе сравнения с действующими нормами и практикой является выявление отступлений, которые могли бы повлиять

на безопасность. Методы и рекомендации данного Руководства по безопасности могут также использоваться регулирующими органами при выполнении их собственной оценки и экспертизы безопасности. Хотя большая часть рекомендаций данного Руководства по безопасности носит общий характер и применима ко всем типам атомных реакторов, имеются отдельные более частные рекомендации и примеры, касающиеся главным образом водоохлаждаемых реакторов.

1.5. Такие термины, как «оценка безопасности», «анализ безопасности» и «независимая проверка» имеют различное значение в разных странах. В разделе 2 представлены значения этих терминов, принятые в данном Руководстве по безопасности. Используемый здесь термин «проект» включает технологический регламент безопасной эксплуатации станции и структуру ее административного управления.

ОБЛАСТЬ РАССМОТРЕНИЯ

1.6. В данном Руководстве по безопасности сформулированы основные рекомендации по выполнению оценки и независимой проверки безопасности. Оно обеспечивает детальное руководство в поддержку Спр. [1], особенно в части анализа безопасности. Однако в него не включены все существующие технические детали и сделаны ссылки на другие публикации МАГАТЭ по конкретным проблемам проектирования и методам анализа безопасности.

1.7. Конкретные детерминистические или вероятностные цели безопасности, либо радиологические пределы могут различаться в разных странах и относиться к ответственности регулирующих органов. В данном Руководстве по безопасности содержатся некоторые ссылки на цели и пределы, установленные международными организациями. Эксплуатационники и, иногда, проектанты могут также устанавливать свои собственные цели безопасности, которые могут быть более жесткими, чем установленные регулирующим органом, либо касаться других аспектов безопасности. В некоторых странах от эксплуатационников ожидают подобных действий как от владельцев комплекта документов, обосновывающих безопасность.

1.8. В данное Руководство по безопасности не включены конкретные рекомендации по оценке безопасности тех типов станций, для которых существуют специализированные Руководства по безопасности.

СТРУКТУРА

1.9. В разделе 2 определены термины «оценка безопасности», «анализ безопасности» и «независимая проверка» и показана их взаимосвязь. В разделе 3 даны ключевые рекомендации по оценке безопасности основных проектных решений станции. В разделе 4 содержатся ключевые рекомендации по анализу безопасности. В этом разделе рассмотрены определение постулированных исходных событий (ПИС), используемых для всех оценок безопасности, включая анализ безопасности, детерминистический анализ переходных процессов и анализ тяжелых аварий, а также вероятностный анализ безопасности. В разделе 5 даны ключевые рекомендации по независимой проверке безопасности станции.

2. ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ, АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ И НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ И АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

2.1. В контексте данного документа оценка безопасности это систематический процесс, осуществляемый в ходе проектирования для обеспечения того, чтобы все соответствующие требования по безопасности были удовлетворены в предлагаемой (или известной) конструкции станции. Сюда также входят требования, установленные эксплуатирующей организацией и регулирующим органом. Оценка безопасности включает выполнение анализа безопасности (см. Раздел 4), но не ограничивается им. Проектирование и оценка безопасности являются частями единого итерационного процесса, выполняемого разработчиками проекта станции и продолжающегося до тех пор, пока проектные решения не будут удовлетворять всем требованиям безопасности, часть из которых может быть в свою очередь выработана в ходе проектирования.

2.2. В объем оценки безопасности входит проверка того, что проект удовлетворяет требованиям по административному управлению в целях безопасности, основным техническим требованиям, требованиям к проекту станции и к ее системам, сформулированным в Разделах 3–6 документа Безопасность атомных электростанций: Проектирование [1], и что выполнен всесторонний анализ безопасности.

2.3. Требования по управлению в целях безопасности (Раздел 3 Спр. [1]) касаются вопросов, относящихся к апробированной инженерной практике, опыту эксплуатации и исследованиям по безопасности.

2.4. Основные технические требования (Раздел 4 Спр. [1]) позволяют убедиться, что обеспечена достаточная глубокоэшелюлированная защита и особое внимание уделено предотвращению аварий и радиационной защите.

2.5. Требования к проекту станции (Раздел 5 Спр. [1]) относятся к таким вопросам, как аттестация оборудования, старение и обеспечение надежности систем безопасности за счет избыточности, разнообразия и физического разделения.

2.6. Требования к проекту станционных систем (Раздел 6 Спр. [1]) касаются вопросов, относящихся к конструкции активной зоны реактора, главного циркуляционного контура и систем безопасности, таких как защитная оболочка и система аварийного охлаждения активной зоны.

2.7. Что касается анализов безопасности, то в п. 5.69 Спр. [1] сказано, что «Должен быть выполнен анализ безопасности станции, в котором должны применяться как детерминистические, так и вероятностные методы. На основе этого анализа должны быть установлены и подтверждены проектные основы устройств, важных для безопасности. Должно быть также продемонстрировано, что станция, как она спроектирована, способна обеспечить соблюдение предписанных пределов по радиоактивным выбросам и приемлемых пределов по возможным дозам радиационного облучения в любом ее состоянии и что реализована глубокоэшелюлированная защита». Объем и цели детерминистического и вероятностного анализов безопасности описаны ниже, в п.п. 4.17–4.22.

НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА

2.8. В п. 3.13 Спр. [1] сказано, что «До направления проекта в регулирующий орган эксплуатирующая организация должна обеспечить, чтобы независимая проверка оценки безопасности была выполнена специалистами или группами специалистов, не участвовавшими в разработке проекта».

2.9. Независимую проверку следует выполнять под ответственность эксплуатирующей организации группой специалистов, которые,

насколько возможно, независимы от проектантов и тех, кто выполнял оценку безопасности. Специалисты считаются независимыми, если они не участвовали ни в одном из этапов работ по проектированию и оценке безопасности станции. Эта независимая проверка является дополнением рассмотрений, проводимых проектной организацией в рамках деятельности по обеспечению качества (ОК).

2.10. В то время как оценка безопасности является всесторонним исследованием, выполняемым проектантами в ходе разработки проекта с целью определения соответствия требованиям по безопасности, независимая проверка выполняется эксплуатирующей организацией или по её поручению и может относиться к проекту только в той мере, в которой он будет передаваться регулирующему органу на одобрение.

2.11. Из-за сложности вопросов проектирования и оценки безопасности, которые необходимо рассмотреть в ходе независимой проверки, последняя обычно выполняется отчасти параллельно с процессом проектирования, а не оставляется напоследок.

2.12. Отдельная независимая экспертиза выполняется регулирующим органом для проверки того, что проект удовлетворяет его требованиям.

СВЯЗЬ МЕЖДУ ПРОЕКТИРОВАНИЕМ, ОЦЕНКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И НЕЗАВИСИМОЙ ПРОВЕРКОЙ

2.13. На рис. 1 показана связь между оценкой безопасности, независимой проверкой, анализом безопасности и другими видами деятельности, осуществляемыми в ходе проектирования атомной электростанции. Этот рисунок иллюстрирует также то, как настоящее Руководство по безопасности соотносится с другими публикациями МАГАТЭ, касающимися процесса проектирования.

2.14. Поскольку проект разрабатывается начиная с предварительной концепции до завершения проекта, проектанту необходимо учесть все требования по безопасности и другие требования, сформулированные как эксплуатационниками, так и регулирующим органом. В развивающихся атомных программах и при внедрении новых проектов проектные требования могут быть пересмотрены или уточнены в ходе процесса проектирования. В случае новаторских проектов детальные требования могут разрабатываться во время проектирования.

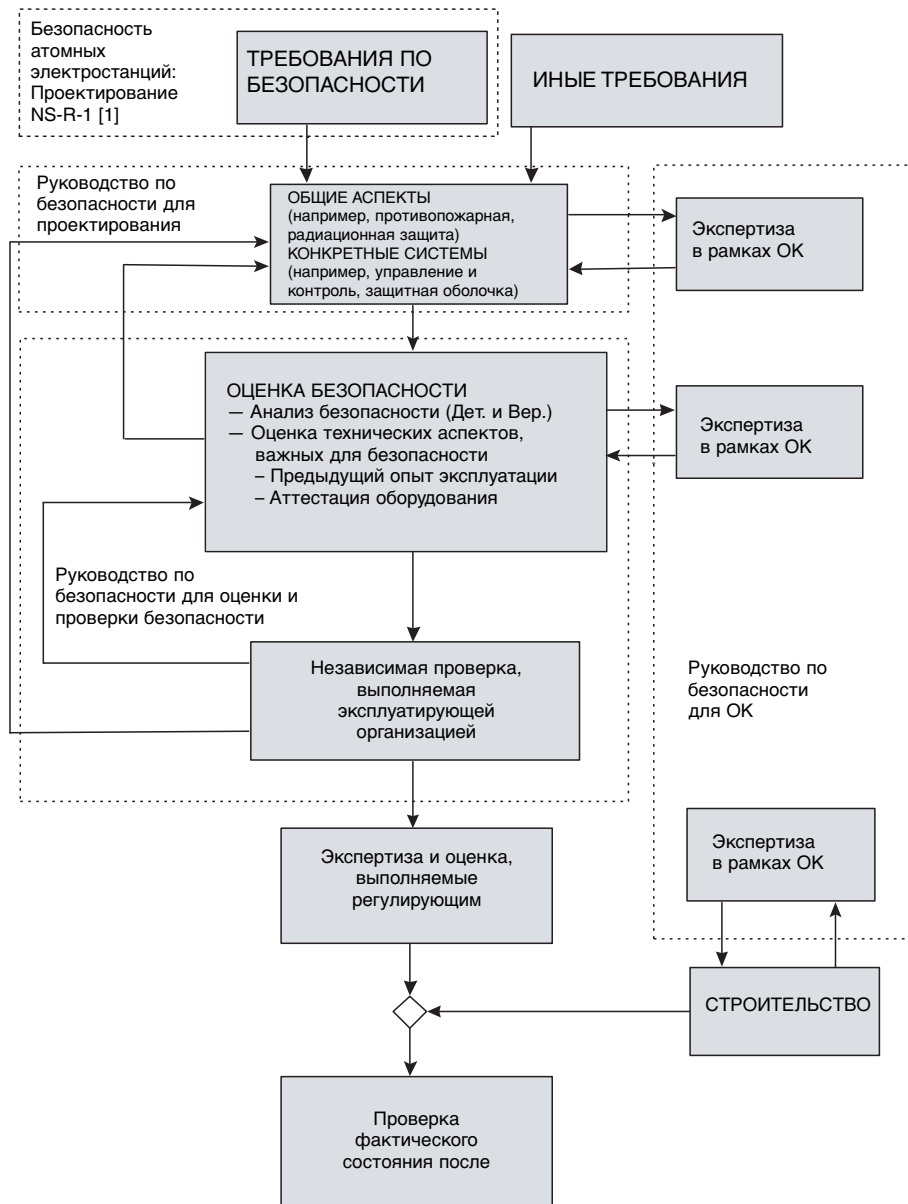


РИС. 1. Области деятельности, охваченные нормами безопасности МАГАТЭ по проектированию атомных электростанций [1] (Дет.– детерминистический; Вер.– вероятностный).

2.15. В ходе проектирования оценка безопасности и независимая проверка выполняются различными группами или организациями. Однако оба эти вида деятельности являются частями единого итеративного процесса, и оба имеют главной целью обеспечение выполнения требований по безопасности. По этой причине они рассмотрены в одном и том же Руководстве по безопасности. В некоторых случаях регулирующий орган также привлекается на стадии проектирования.

2.16. На различных этапах проектирования (например, перед началом строительства или эксплуатации на мощности) состояние проекта замораживается и выпускается отчет по анализу безопасности, описывающий конструкцию и результаты оценки безопасности, полученные к данному моменту. Тем самым создается предмет для экспертизы и оценки, выполняемой регулирующим органом.

2.17. Независимая проверка более эффективна, если она выполняется параллельно с проектированием и оценкой безопасности, поскольку более раннее обсуждение и прояснение проблем безопасности ускоряет и облегчает их решение. Рекомендации по улучшению проекта или оценки безопасности наиболее легко учитываются, когда проектная работа находится еще в стадии выполнения. С другой стороны, слишком тесные взаимоотношения поставят под вопрос независимость проверки, поэтому следует соблюдать баланс между эффективностью и независимостью.

2.18. Основные проектные решения, принимаемые в ходе проектирования, могут потребовать от эксплуатирующей организации проведения специальной независимой проектной экспертизы, предмет которой ограничен областью рассматриваемых решений, а критерием служат относящиеся к предмету требования по безопасности.

2.19. Проектные работы следует выполнять в соответствии с программой ОК, включающей независимую проверку всех проектных документов. В целом процесс ОК рассмотрен в Руководстве по безопасности SG-Q-10 [5].

3. ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ, ВАЖНЫЕ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

3.1. В данный раздел включены рекомендации и важные соображения для оценки соответствия проекта требованиям Разделов 3 – 5 Спр. [1]. Эти требования охватывают общие технические аспекты, важные для безопасности, и применимы ко всем системам атомной станции. Хотя оценка правильного выполнения требований, касающихся таких аспектов, может в явном виде и не затрагиваться в анализе безопасности, она составляет соответствующую часть оценки безопасности. Для некоторых таких аспектов имеются не очень четкие приемочные критерии, поэтому оценка их соответствия требованиям по безопасности в значительной степени основывается на трезвых инженерных оценках.

АПРОБИРОВАННАЯ ИНЖЕНЕРНАЯ ПРАКТИКА И ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

3.2. Для реакторов эволюционного типа по мере возможности в проекте следует использовать конструкции, системы и компоненты, успешно применявшиеся ранее на эксплуатируемых станциях либо, по крайней мере, принятых на основе опыта эксплуатации, приобретенного на других станциях.

3.3. При выполнении оценки безопасности следует принимать во внимание имеющийся опыт эксплуатации, с тем чтобы обеспечить адекватное рассмотрение в проекте всех соответствующих уроков в области безопасности. Опыт эксплуатации следует рассматривать как основной источник информации для совершенствования глубокоэшелонированной защиты на станции.

3.4. На основе обратной связи от опыта эксплуатации к проектированию и оценке безопасности следует полностью использовать большой объем эксплуатационной информации, которая в большей части открыта для заинтересованных организаций и специалистов. Данные об опыте эксплуатации следует извлекать из: (i) национального банка данных; (ii) системы отчетности об инцидентах Всемирной ассоциации операторов АЭС (WANO) и МАГАТЭ – ОЭСР Агентство по атомной энергии (OECD

NEA); и (iii) отчетов МАГАТЭ о миссиях Группы по оценке событий, значимых для безопасности (ASSET).

3.5. Как было продемонстрировано, полезным инструментом при проектировании является экстраполятивный анализ от реальной последовательности событий к тому, что могло бы в пределе произойти в случае дополнительных неисправностей (по сравнению с неисправностями, имевшими место в реальности).

3.6. Результаты исследовательских программ общего характера в области безопасности могут также обеспечить полезную поддержку проектантам и экспертам в решении их задач по оценке. Результаты исследований по безопасности обычно доступны из открытых заседаний, литературы и компьютерных баз данных. Базы данных МАГАТЭ по типовым проблемам безопасности и технические документы МАГАТЭ (IAEA-TECDOC) являются примерами международных результатов исследований в области безопасности.

НОВАТОРСКИЕ РАЗРАБОТКИ

3.7. Основываясь на уроках, извлеченных из опыта эксплуатации, анализах безопасности и исследованиях в области безопасности, следует допустить рассмотрение необходимости и эффективности усовершенствований проекта, выходящих за пределы установившейся практики. При внедрении новаторского или не апробованного проекта или отдельного проектного решения, его соответствие требованиям по безопасности следует демонстрировать путем реализации соответствующей вспомогательной демонстрационной программы, а проектные решения следует соответствующим образом испытать перед вводом в эксплуатацию.

3.8. Например, пассивные системы безопасности независимы от внешних обеспечивающих систем, таких как система электропитания, и в потенциале более просты и надежны, чем активные системы. Однако реальные рабочие характеристики и надежность пассивных систем следует убедительно доказывать путем выполнения соответствующих и исчерпывающих программ разработки, испытаний и анализа.

3.9. Другим примером применения современной технологии является использование компьютеризованных систем безопасности и управления.

Такие системы имеют ряд потенциальных преимуществ перед традиционными жестко-схемными системами, включая большую функциональность, лучшие возможности для тестирования и более высокую надежность оборудования. Эти преимущества, однако, в некоторых воплощениях могут достигаться за счет утраты простоты и наглядности и, следовательно, чтобы подтвердить рабочие характеристики и общую надежность компьютеризованных систем, включая их программное обеспечение, следует проводить их всестороннюю оценку и испытания в условиях, как можно более приближенных к реальным условиям эксплуатации. Дальнейшее руководство в данной области можно найти в Спр. [6].

ПРИМЕНЕНИЕ ГЛУБОКОЭШЕЛОНИРОВАННОЙ ЗАЩИТЫ

3.10. Как отмечено в п. 2.10 Спр. [1], стратегия глубокоэшелонированной защиты имеет двоякую цель: во-первых, предотвратить аварию и, во-вторых, если предотвращение не удалось, выявить ее, ослабить возможные последствия и предотвратить развитие в более тяжелое состояние.

3.11. Обычно, глубокоэшелонированная защита включает пять уровней. В случае отказа одного из уровней он будет компенсироваться или корректироваться следующим уровнем. Уровни защиты выбраны так, чтобы быть независимыми от эффективности более высоких или более низких уровней. Цель каждого уровня защиты и основные средства ее достижения показаны в таблице I. Меры первых трех уровней следует рассматривать в рамках проектных основ, чтобы обеспечить поддержание конструкционной целостности активной зоны реактора и ограничить потенциальную радиационную опасность для населения. Напротив, меры четвертого уровня следует рассматривать как находящиеся за пределами проектных основ, чтобы удерживать вероятность и радиационные последствия тяжелых повреждений станции на разумно достижимом низком уровне (принцип ALARA), принимая во внимание экономические и социальные факторы.

3.12. Высший приоритет следует отдавать предотвращению: непредусмотренных угроз целостности физических барьеров; повреждения или байпасирования барьера, когда он потребовался; повреждения какого-либо барьера вследствие повреждения другого барьера; значительного выброса радиоактивных веществ.

ТАБЛИЦА I. ЦЕЛИ УРОВНЕЙ ЗАЩИТЫ И ОСНОВНЫЕ СРЕДСТВА ИХ ДОСТИЖЕНИЯ

Уровень	Цель	Основные средства
Уровень 1	Предотвращение нарушений нормальной эксплуатации и отказов	Консервативный проект и высокое качество строительства и эксплуатации
Уровень 2	Управление при нарушениях нормальной эксплуатации и выявление отказов	Системы управления, технологические защиты и блокировки и иные средства контроля
Уровень 3	Управление при проектных авариях	Системы безопасности и аварийные процедуры
Уровень 4	Управление в условиях тяжелой аварии, включая предотвращение развития аварии и ослабление последствий тяжелых аварий	Дополнительные меры и управление авариями
Уровень 5	Ослабление радиационных последствий от значительных выбросов радиоактивных веществ	Аварийное реагирование за пределами площадки

3.13. Следует выполнить оценку проекта, чтобы подтвердить, что определенные меры для обеспечения эффективности уровней 1–4 глубокоэшелонированной защиты предприняты.

3.14. Оценку реализации глубокоэшелонированной защиты следует выполнять путем демонстрации соответствия большому количеству требований, на которых строится полноценный анализ безопасности. Следует, чтобы эта оценка подтверждала, что для возможных исходных событий на соответствующем уровне глубокоэшелонированной защиты предусмотрены адекватные меры, состоящие в выполнении основных функций безопасности и удержании под контролем выброса радиоактивных веществ.

3.15. При выполнении оценки специальное внимание следует уделять внутренним и внешним источникам опасности, которые могут неблагоприятно повлиять одновременно более чем на один барьер или вызвать одновременный отказ нескольких единиц оборудования, обеспечивающих избыточность систем безопасности.

3.16. В проекте, по мере возможности, следует предусматривать средства для выявления нарушений или байпасирования каждого уровня защиты. Для каждого режима эксплуатации следует определять требуемые уровни защиты (например, в отдельных режимах с остановленным реактором может быть разрешена разгерметизация защитной оболочки, но другие, определенные необходимыми уровни защиты следует содержать в порядке в течение всего времени эксплуатации в этих режимах).

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА

3.17. Детальные рекомендации по проектным аспектам радиационной защиты даны в специальном Руководстве по безопасности МАГАТЭ¹. Проектанту следует учитывать эти рекомендации при проектировании станции. Предметом оценки является демонстрация соответствия Целям радиационной защиты, как они сформулированы в Основах безопасности. Некоторые важные аспекты радиационной защиты обсуждаются ниже.

3.18. При проектировании по отношению к режимам нормальной эксплуатации и ожидаемым нарушениям нормальной эксплуатации следует рассматривать две цели: (1) удерживать дозы облучения ниже предписанных пределов и (2) удерживать дозы облучения на разумно достижимом низком уровне. Достижение первой цели следует показывать путем сравнения расчетной эквивалентной дозы с предписанными пределами, определенными в национальном законодательстве. Проектанту следует выполнять оценку соответствующих проектных

¹ Серия изданий по безопасности № 50-SG-D9, Вопросы радиационной защиты в проектах атомных электростанций (1988).

расчетов, чтобы гарантировать правильность исходных данных и обоснованность использованной методологии (см. Раздел 4).

3.19. Вторая проектная цель (выполнение принципа ALARA) предполагает, что все дозы должны удерживаться на разумно достижимом низком уровне, принимая во внимание экономические и социальные факторы. В процесс оптимизации радиационной защиты следует включать некоторую степень балансирования между вредом (затратами) и пользой (выигрышем в безопасности). В этом процессе ориентировочные значения экспозиционных доз и соответствующие проектные меры могут быть взяты от аналогичных существующих станций с хорошими данными об эксплуатации. В оценке безопасности следует принимать во внимание опыт эксплуатации и учитывать дополнительные проектные меры или усовершенствования, внедренные для дальнейшего снижения экспозиционных доз персонала и населения. Такие меры могут быть как прямыми (усиление экранирования), так и косвенными (уменьшение времени технического обслуживания оборудования).

3.20. Экспозиционные дозы следует удерживать на низком уровне за счет таких практических мер, как сведение к минимуму дефектов в оболочках твэлов, использование коррозионно-стойких материалов, уменьшение образования долгоживущих изотопов в активируемых продуктах коррозии, очень низкая утечка теплоносителя первого контура, сведение к минимуму операций по техническому обслуживанию в областях с высокой радиацией и использование дистанционно управляемых инструментов и роботов.

3.21. В процессе проектирования следует выполнять систематическую оценку таких аспектов, как достаточность рабочего пространства для обследований и технического обслуживания, адекватность экранирования для защиты от облучения и правильность установки стационарного оборудования.

3.22. Проектировщику станции и лицу, оценивающему безопасность, следует также принимать во внимание эксплуатационные дозы в ходе вывода из эксплуатации. Предметами, заслуживающими внимания при сведении к минимуму количества высоко активных отходов и облегчения их удаления, являются выбор материалов и рабочее пространство для демонтажа оборудования и инструментов, а также использование «жертвенных слоев» в подверженных высоким дозам облучения

конструкциях, таких как бетонные экраны вокруг сосуда высокого давления.

3.23. При проектировании мест хранения и соответствующего оборудования, таких как хранилища отработанного топлива и установки для обращения с ним, а также хранилища радиоактивных отходов следует уделять внимание мерам для сведения к минимуму выбросов, которые могут произойти в результате их отказа.

3.24. Проектанту следует показывать, что были реализованы достаточные меры для адекватного мониторинга в целях радиационной защиты в соответствии с Спр. [1].

3.25. Адекватность проектных мер защиты в аварийных условиях следует оценивать путем сравнения выбросов и доз, рассчитанных в анализах безопасности, с пределами, установленными или принятыми регулирующим органом. Ослабление радиационных последствий запроектных аварий может потребовать специальных действий на площадке и вокруг станции (управление авариями и противоаварийное планирование). При проведении оценки безопасности проектанту следует обеспечить адекватное включение в проект станции соответствующих параметров для управления авариями и противоаварийного планирования.

КЛАССИФИКАЦИЯ КОНСТРУКЦИЙ, СИСТЕМ И КОМПОНЕНТОВ ПО ИХ ВЛИЯНИЮ НА БЕЗОПАСНОСТЬ

3.26. Следует устанавливать важность для безопасности всех конструкций, систем и компонентов (КСК) и, как указано в Спр. [1], создавать систему классификации, чтобы определять для каждого класса безопасности:

- Соответствующие нормы и правила и, как следствие, надлежащие меры, которые следует применить при проектировании, изготовлении, строительстве и инспекции компонента;
- Характеристики систем, такие как кратность резервирования, необходимость аварийного энергоснабжения и оценки соответствия параметрам окружающей среды;
- Работоспособное или неработоспособное состояние систем при ПИС, рассматриваемых в рамках детерминистического анализа безопасности;

— Меры по ОК.

3.27. В общем случае следует устанавливать и проверять на адекватность и соответствие следующие системы классификации:

- Классификация систем на основе важности функций безопасности, на которые система влияет;
- Классификация компонентов, работающих под давлением, на основе тяжести последствий их отказа, конструктивной сложности и величины давления;
- Классификация по сейсмостойкости на основе необходимости для конструкции или компонента сохранять целостность и выполнять свою функцию во время и после землетрясения, учитывая последующие толчки и увеличение разрушения в результате этого;
- Классификация электрических систем, систем контроля и управления на основе выполняемых ими основных или обеспечивающих функций безопасности, которая может отличаться от классификации других станционных систем из-за существующей специфики широко используемых классификационных схем;
- Классификация мер по ОК.

3.28. Отнесение КСК к тому или иному классу безопасности следует основывать на национальных подходах и подходящим образом отражать в нем детерминистические и вероятностные соображения, а также инженерные оценки.

3.29. В детерминистическом анализе безопасности следует предполагать, что функции безопасности, используемые для определения соответствия приемочным критериям, выполняются только классифицированными КСК.

3.30. Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) может использоваться на этапе проектирования для подтверждения соответствующей классификации конструкций, систем и компонентов.

3.31. Следует обеспечить, чтобы отказ системы и/или компонента какого-либо класса безопасности не вызывал отказа других систем и/или компонентов более высокого класса. Следует оценить достаточность изоляции и разделения различных потенциально взаимодействующих систем, относящихся к различным классам безопасности.

ЗАЩИТА ОТ ВНЕШНИХ СОБЫТИЙ

3.32. Внешние события широко рассмотрены в нескольких конкретных публикациях МАГАТЭ из Серии безопасность², в которых также содержится руководство по выполнению оценки безопасности. Тем не менее, некоторые важные проблемы кратко представлены в последующем изложении.

3.33. Набор событий, которые следует рассматривать при выполнении оценки безопасности, зависит от выбора площадки, но обычно включает:

Природные внешние события, такие как:

- Экстремальные погодные условия;
- Землетрясения;
- Наводнения;
- События, вызванные деятельностью человека:
- Авиакатастрофы;
- Опасности, связанные с работой промышленности и транспорта (пожары, взрывы, летящие предметы, выбросы токсичных газов).

3.34. Следует обеспечивать, чтобы проектные основы соответствовали выбранной площадке, основывались на исторических и физических данных и выражались в наборе величин, выбранных на основе общего

² Серия изданий по безопасности №№ 50-SG-D5, Учет событий, связанных с деятельностью человека, при проектировании атомных электростанций (1998); 50-SG-D15, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants (1992); 50-C-S (Rev. 1), Свод положений по безопасности атомных электростанций: выбор площадок для АЭС (1990); 50-SG-S1 (Rev. 1), Учет землетрясений и связанных с ними явлений при выборе площадок для атомных электростанций (1993); 50-SG-S5, Учет чрезвычайных ситуаций, возникающих в результате деятельности человека, при выборе площадок для атомных электростанций (1983); 50-SG-S7, Гидрологические аспекты выбора площадок для атомных электростанций (1986); 50-SG-S10A, Учет наводнений в основах проекта атомных электростанций, сооружаемых на берегах рек (1984); 50-SG-S10B, Учет наводнений в основах проекта атомных электростанций, сооружаемых на морском побережье (1985); 50-SG-S11A, Учет экстремальных метеорологических явлений, исключая тропические циклоны, при выборе площадок для атомных электростанций (1983); 50-SG-S11B, Учет тропических циклонов в основах проекта атомных электростанций (1986).

распределения вероятности каждого события согласно установленным пороговым значениям³.

3.35. Если подобная вероятностная оценка невозможна из-за недостаточной достоверности данных, применяется детерминистический подход, строящийся на консервативных критериях и инженерных оценках.

3.36. Те КСК, которые необходимы для выполнения основных функций безопасности, следует проектировать так, чтобы противостоять нагрузкам, вызванным проектными событиями, и быть способными выполнить свои функции во время и после таких событий. Этого следует достигать за счет соответствующей конструкции, избыточности и пространственного разделения.

3.37. Не следует, чтобы радиологический риск, связанный с внешними событиями, превышал уровень радиологического риска, вызываемого авариями по внутренним причинам. Следует подтвердить, что внешние события, немного более серьезные, чем те, которые включены в проектные основы, не приводят к непропорциональному возрастанию последствий.

3.38. Экстремальные погодные условия: для каждого из экстремальных погодных условий следует определять проектное исходное событие. Эти условия могут включать :

- Экстремальные ветровые нагрузки;
- Экстремальные значения температуры атмосферных слоев;
- Предельные выпадения осадков в виде дождя и снега;
- Экстремальные значения температуры охлаждающей воды и обледенение;
- Экстремальные количества морских растений.

³ В некоторых государствах - членах МАГАТЭ конструкция станции должна обеспечивать защиту от тех природных событий, частота которых превышает 10^{-4} в год. См. Также документ Серии изданий по безопасности № 50-SG-S1 (Rev. 1), Учет землетрясений и связанных с ними явлений при выборе площадок для атомных электростанций (1993).

3.39. В проектные основы следует включать сочетания экстремальных погодных условий, которые разумно предположить совпадающими во времени.

3.40. Следует демонстрировать испытаниями, экспериментами или инженерными анализами, что конструкции на атомной электростанции выдержат нагрузки, вызванные внешними событиями, без разрушения устройств, необходимых для возвращения станции в состояние, в котором все основные функции безопасности гарантированно выполняются в течение длительного времени.

3.41. Следует демонстрировать испытаниями, экспериментами или инженерными анализами, что системы безопасности могут выполнять свои функции в диапазоне условий (например, температура атмосферы, температура и уровень морской воды), определенном в проектных основах.

3.42. Следует использовать результаты геологических изысканий в районе, окружающем площадку, историческую информацию о фактах землетрясений в регионе и палеосейсмические данные для определения параметров землетрясения SL-2 применительно к площадке, как указано в документе МАГАТЭ из Серии безопасность № 50-SG-S1 (Rev. 1)⁴. Землетрясение SL-2 следует использовать для задания максимального расчетного землетрясения (МРЗ) для атомной электростанции.

3.43. Системы, конструкции и компоненты, выполняющие функцию останова реактора и его длительного поддержания в устойчивом безопасном состоянии, следует проектировать так, чтобы они выдерживали максимальное проектное землетрясение без потери своих функций.

3.44. В оценку на сейсмостойкость, в зависимости от ситуации, следует включать анализ прочности, испытания на вибростенде и сравнение с опытом эксплуатации.

⁴ Серия изданий по безопасности № 50-SG-S1 (Rev. 1), Учет землетрясений и связанных с ними явлений при выборе площадок для атомных электростанций (1993). В этом Руководстве по безопасности определен и второй уровень землетрясения (SL-1), который соответствует землетрясению, часто называемому проектное землетрясение (ПЗ), и которое разумно ожидать на промплощадке в течение срока службы станции. Этот уровень может также соответствовать землетрясению инспекционного уровня, после которого для продолжения эксплуатации станции выполняется повторная оценка безопасности.

3.45. Затопление по внешним причинам: следует выполнять оценку региона, окружающего площадку, с целью определения возможности наводнения, могущего быть опасным для атомной электростанции. Здесь следует учитывать потенциальные затопления вследствие обильных осадков, высоких приливов, переполнения рек, разрушения плотин и возможные комбинации этих событий.

3.46. Следует обеспечивать защиту для предотвращения затопления извне, ведущего к отказам оборудования систем безопасности.⁵

3.47. Оценку вероятности падения самолета на станцию следует получать из соответствующей статистики авиакатастроф, учитывая расстояние от аэропортов, воздушные коридоры и количество пролетов всех типов воздушных судов возле данной -площадки. Статистику авиакатастроф следует обновлять в течение всего срока службы станции.

3.48. Если оцененная вероятность падения самолета превышает приемлемое значение, то в число защитных мер следует включить укрепление конструкций, содержащих системы и компоненты, важные для безопасности, а также разнесение в пространстве и разделение обладающих избыточностью каналов оборудования так, чтобы исключить их одновременное повреждение от удара самолета или последующего возгорания топлива. Защиту от падения самолета следует фокусировать на компонентах, необходимых для возвращения станции в безопасное состояние и удержание ее в состоянии, при котором могут быть обеспечены все функции безопасности.⁶

⁵ Для дальнейшей информации по наводнениям обратитесь к Серии изданий по безопасности №№ 50-SG-S10A, Учет наводнений в основах проекта атомных электростанций, сооружаемых на берегах рек (1984); 50-SG-S10B, Учет наводнений в основах проекта атомных электростанций, сооружаемых на морском побережье (1985).

⁶ Для дальнейшей информации по учету авиакатастроф обратитесь к Серии изданий по безопасности № 50-SG-S5, Учет чрезвычайных ситуаций, возникающих в результате деятельности человека, при выборе площадок для атомных электростанций (1983); этот документ будет замещен Руководством по безопасности External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants (готовится к публикации).

3.49. Для источников опасности, связанных с деятельностью промышленности и транспорта, для перевозок опасных материалов вблизи площадки⁷ и промышленной деятельности, приводящей к пожарам, взрывам, образованию летящих предметов и выбросам токсичных газов и оказывающих влияние на безопасность атомной станции следует определять исходные события проектных аварий.

ЗАЩИТА ОТ ВНУТРЕННИХ ИСТОЧНИКОВ ОПАСНОСТИ

3.50. Внутренние источники опасности широко представлены в специализированных публикациях МАГАТЭ из Серии безопасность, в которых содержатся также руководства по выполнению оценок безопасности. Некоторые важные моменты кратко представлены в данном разделе.

3.51. При проектировании следует учитывать специфические нагрузки и окружающие условия работы (температура, давление, влажность, радиация), которым подвергаются конструкции и компоненты вследствие внутренних событий, таких как:

- Биение трубопроводов;
- Ударные усилия;
- Внутреннее затопление и орошение вследствие течи или разрыва трубопроводов, насосов, арматуры;
- Внутренние летящие предметы;
- Сброс нагрузки;
- Внутренний взрыв;
- Пожар.

3.52. Следует демонстрировать, что воздействия на компоненты, строительные конструкции, системы электропитания, управления и контроля, возникающие вследствие отказов трубопроводов, такие как ударные нагрузки от струй, биение трубопроводов, реактивные силы,

⁷ Серия стандарты безопасности № NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design (2000); Серия изданий по безопасности №№ 50-SG-D2 (Rev. 1), Противопожарная защита на атомных электростанциях (1998); 50-SG-D4, Защита от образующихся в результате аварий летящих предметов и от их вторичных воздействий на атомных электростанциях (1981).

усилия от волн давления, рост давления, влажность, температура и радиация в достаточной степени учтены. В особенности следует показывать, что:

- При проектировании классифицированного по безопасности оборудования, опор для этого оборудования и соответствующих строительных конструкций учтены реактивные силы;
- Компоненты, важные для безопасности, и их внутренние устройства спроектированы с учетом вероятных усилий от волн давления и гидродинамических нагрузок;
- Для зданий, важных для безопасности, таких как защитная оболочка, учтен рост давления;
- Важное для безопасности оборудование систем электропитания, управления и контроля спроектировано так, чтобы противостоять экстремальным значениям температуры, влажности и радиации, ожидаемым при постулированных течах и разрывах.

3.53. В отношении внутренних затоплений следует выполнять необходимый анализ для соответствующих зданий станции и рассматривать следующие исходные события для затопления: течи и разрывы компонентов, работающих под давлением, затопление водой из соседних зданий, ложное срабатывание системы пожаротушения, переполнение баков, и отказ изолирующих устройств.

3.54. Важные для безопасности КСК следует располагать на отметках выше ожидаемого уровня воды при затоплении либо в достаточной степени защищать.

3.55. Внутренние летящие предметы могут быть образованы в результате разрушения вращающихся деталей, таких как ротор турбины, либо компонентов оборудования, работающего под давлением. Результаты рассмотрения преимущественных путей пролета возможных обломков ротора турбины следует отражать в выборе ориентации турбины по отношению к классифицированным по безопасности зданиям, если невозможно показать, что этими предметами нельзя серьезно повредить важные для безопасности КСК. Аналогично следует сколь возможно ограничивать размещение в классифицированных по безопасности зданиях оборудование, работающее под давлением.

3.56. В проекте следует учитывать отказы подъемных механизмов, если вызванное этими отказами падение грузов может привести к

радиационному облучению внутри или за пределами станции, или к повреждению систем, важных для безопасности.

СООТВЕТСТВИЕ ТРЕБОВАНИЯМ СВОДОВ ПОЛОЖЕНИЙ, НОРМ И РУКОВОДСТВ

3.57. Для обеспечения безопасности атомной электростанции в конструкции КСК следует учитывать их значимость для безопасности. Проектирование КСК, важных для безопасности, следует выполнять согласно требованиям, соответствующим важности выполняемых ими функций безопасности. Основанием для определения сводов положений или норм, применимых при проектировании КСК, является присвоенный им класс безопасности.

3.58. В общем случае перечень сводов положений и норм для проектирования дается эксплуатирующей организацией в форме ее требований либо напрямую – регулирующим органом. Однако этот перечень следует рассматривать и анализировать для оценки применимости, соответствия и достаточности для проектирования важных для безопасности КСК согласно современным знаниям и технологиям. Если некоторые своды положений и нормы недостаточны для обеспечения качества КСК, соответствующего важности выполняемых ими функций безопасности, эти документы следует необходимым образом дополнить или усовершенствовать, чтобы обеспечить соответствующее качество КСК.

НАГРУЗКИ И ИХ КОМБИНАЦИИ

3.59. Конструкции и компоненты, классифицированные по безопасности, следует проектировать так, чтобы противостоять нагрузкам, возникающим в условиях нормальной эксплуатации и при проектных авариях, вызываемых как внутренними, так и внешними событиями.

3.60. Поэтому значительная часть оценки безопасности состоит в том, чтобы:

- Определить для каждой конструкции или компонента, классифицированного по безопасности, соответствующие нагрузки и их комбинации;

- Определить для каждой нагрузки и комбинации нагрузок ожидаемую частоту возникновения;
- Определить напряжения и деформации, возникающие в конструкциях и компонентах, классифицированных по безопасности, при заданных нагрузках и их комбинациях;
- Определить отдельные и совокупные повреждения конструкций и компонентов, принимая во внимание все реализуемые факторы (например, ползучесть, усталость, старение) и их возможное взаимодействие.

3.61. Следует обеспечивать полноту набора нагрузок и их комбинаций и их соответствие допущениям, принятым в анализе безопасности. Ожидаемую частоту возникновения вместе с общим числом переходных процессов, ожидаемых в течение срока службы станции, следует соответствующим образом оценивать на основе исторических данных, опыта эксплуатации, требований эксплуатирующей организации или характеристик площадки.

3.62. Вдобавок ко всем физическим величинам, имеющим непосредственное отношение к процессу нагружения, при оценке напряжений и деформаций следует учитывать условия окружающей среды, возникающие при каждой из рассматриваемых нагрузок, каждом сочетании нагрузок и соответствующих граничных условиях. В приемочных критериях следует должным образом отражать предотвращение отказов вследствие нагружения конструкций или компонентов, необходимых для ослабления последствий опасных явлений, возникающих в ходе предполагаемого нагружения.

ВЫБОР МАТЕРИАЛОВ

3.63. Следует обеспечивать соответствие материалов нормам и требованиям к проекту и изготовлению. Проектное время службы материалов следует определять, учитывая влияние условий эксплуатации (т.е. радиационные и химические параметры рабочей среды, единичные и периодические нагрузки). Кроме того, следует учитывать влияние проектных аварий на характеристики и работу материалов.

3.64. Для материалов, соответствие которых обосновано испытаниями, все результаты испытаний следует документировать.

3.65. Материалы, находящиеся в контакте с радиоактивными средами, следует выбирать устойчивыми к коррозии и химическим реакциям в

условиях эксплуатации. В максимально возможной степени следует избегать контакта углеродистой стали с радиоактивными средами. Следует обеспечивать радиационную стойкость полимерных материалов, если они используются в системах, содержащих радиоактивные сбросы.

3.66. Для нержавеющей стали или никельсодержащих сплавов, материалов трубок парогенераторов, основных трубопроводов и оболочек твэлов, находящихся в контакте с теплоносителем следует обеспечивать соответствующие антикоррозионные свойства. Не следует допускать контакта легкоплавких материалов, таких как свинец, сурьма, кадмий, индий, ртуть, цинк, висмут, олово и их сплавы, с компонентами первого или второго контуров реактора, изготовленными из нержавеющей стали или никельсодержащих сплавов. Следует предотвращать загрязнение системы питательной воды подшипниковыми сплавами, содержащими легкоплавкие элементы. Для снижения эксплуатационных доз облучения содержание кобальта в материалах, находящихся в контакте с теплоносителем первого контура, следует максимально ограничивать, а если кобальтовый сплав в виде исключения используется, следует выполнять обоснование. Следует оценивать выход никеля в теплоноситель первого контура из материалов, находящихся в контакте с последним.

3.67. В проекте следует обеспечивать контроль галогенов в материалах (например, теплоизоляции трубопроводов), находящихся в контакте с изделиями из нержавеющей стали, чтобы избежать межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением.

3.68. Для ферритных материалов границы контура теплоносителя реактора под давлением следует обосновывать сопротивляемость быстро растущим трещинам и усталости в условиях высоких температур и давления. Для всех сварных швов из нержавеющей стали следует обеспечивать сопротивляемость межкристаллитной коррозии, а в процессе сварки аустенитных сталей следует контролировать содержание дельта феррита для сведения к минимуму образования микротрещин

3.69. Особое внимание следует уделять совместимости материалов в отношении водной химии для предотвращения коррозионных явлений. Для всего оборудования, подверженного воздействию влажного пара или жидкостей, могущих вызвать серьезную эрозию, следует использовать коррозионно- и эрозионно-стойкие материалы. Может быть использована хромосодержащая ($Cr > 0,5 \%$) низколегированная сталь.

3.70. Теплоизоляционные материалы следует выбирать так, чтобы свести к минимуму неблагоприятное влияние от их использования (например, дозы облучения персонала во время остановов, забивание прямков при авариях). Для выбранных теплоизоляционных материалов следует проводить испытания на забиваемость прямка обломками этих материалов, образованными при аварии в результате воздействия струй теплоносителя.

3.71. При выборе материалов, подвергающихся облучению, следует учитывать влияние радиации на свойства этих материалов. Например, оптоволокно может быть повреждено под воздействием полей нейтронного излучения. Это может оказать неблагоприятное влияние на функции безопасности, выполняемые системами, обслуживаемыми такими кабелями (обычно компьютеризованные системы управления и защиты).

3.72. Из-за активации выбор материалов, используемых в условиях радиации, может оказывать значительное влияние на проведение работ по выводу из эксплуатации. Эти аспекты следует оценивать на стадии проектирования.

ЕДИНИЧНЫЙ ОТКАЗ И ИЗБЫТОЧНОСТЬ/НЕЗАВИСИМОСТЬ

3.73. Применение критерия единичного отказа, как указано в Спр. [1] и более детально пояснено в документе МАГАТЭ из Серии безопасности № 50-R-1 «Применение критерия единичного отказа» [7], означает обеспечение выполнения функций безопасности, требуемых после учитываемого в проектных основах постулированного исходного события (ПИС)⁸, и не превышения установленных в проектных основах пределов в предположении отказа одного любого компонента группы безопасности⁹.

⁸ За определением и более детальным объяснением ПИС обращайтесь к Приложению в документе МАГАТЭ из Серии норм безопасности № NS-R-1, Безопасность атомных электростанций: проектирование.

⁹ «Группа безопасности» определена как: «Набор оборудования, предназначенного для выполнения всех действий, требуемых при возникновении данного постулированного исходного события с целью обеспечения не превышения пределов, установленных в проектных основах для ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации и проектных аварий».

3.74. При применении критерия единичного отказа любые отказы, возникающие как следствие ПИС, следует выявлять и учитывать в анализе вместе с предполагаемым единичным отказом.

3.75. Для каждого ПИС, определенного для станции, следует выявлять оборудование, входящее в группу безопасности и выполняющее требуемый набор функций безопасности. В ходе анализа единичных отказов следует выявлять все виды отказов компонентов группы безопасности, включая требуемые обеспечивающие системы. Кроме того, следует выявлять все отказы, которые могут возникнуть как следствие единичного отказа, и включать их в объем анализа наряду с единичным отказом. Здесь следует учитывать отказы компонентов, которые могут произойти из-за отказа обеспечивающих систем, таких как системы подачи электропитания или охлаждающей воды. Однако ни при каких обстоятельствах в ходе анализа единичных отказов не следует предполагать возникновения более одного независимого отказа.

3.76. Критерий единичного отказа следует применять к наиболее неблагоприятной конфигурации оборудования, входящего в группу безопасности. В частности, если допускается отключение оборудования на длительное время для технического обслуживания, испытаний, обследования или ремонта в период, когда соответствующая группа безопасности должна быть работоспособной, то возникновение единичного отказа следует предполагать в сочетании с максимальным количеством оборудования, отключенного согласно правилам эксплуатации и технологическому регламенту. Однако, как указано в п. 5.38 Спр. [1], несоответствие критерию единичного отказа можно обосновать для отключений, имеющих определенную ограниченную длительность. Для всех таких случаев следует давать обоснование вместе с определением допустимого времени отключения (см. п. 5.42 Спр. [1]).

3.77. Отказы, которые следует рассматривать в рамках анализа единичных отказов, обычно включают отказы активных компонентов (такие как не открытые или не закрытые клапаны на требование и отказ насосов при запуске и работе), а также отказы пассивных компонентов (такие как отказы трубопроводов систем безопасности), имеющие широкий диапазон вероятности возникновения. В анализе единичных отказов отказ пассивного компонента спроектированного, изготовленного, инспектируемого и эксплуатируемого по наивысшим требованиям к качеству, может не рассматриваться при условии, что этот компонент не подвержен воздействию ПИС. Однако для каждого вида отказа,

исключаемого из анализа единичных отказов, следует выполнять соответствующее обоснование. Для пассивного компонента в таком обосновании следует принимать во внимание суммарное ожидаемое время работы компонента после возникновения ПИС. На практике, благодаря применяемым высоким стандартам качества, единичные отказы пассивных компонентов часто учитываются только, если предполагается их длительная работа (например, 24 часа) после ПИС.

3.78. В анализе единичных отказов может не требоваться рассмотрение ПИС, имеющих очень малую вероятность возникновения, или учет очень маловероятных последствий какого-либо ПИС.

3.79. В требованиях по безопасности, опубликованных в документе Безопасность атомных электростанций: Проектирование [1], указано, что перечисленные ниже функции безопасности следует выполнять совокупностью станционных систем с учетом единичного отказа:

- Быстрый останов реактора;
- Отвод остаточных тепловыделений от активной зоны;
- Аварийное охлаждение активной зоны;
- Изоляция защитной оболочки;
- Отвод тепла из защитной оболочки;
- Контроль и очистка атмосферы защитной оболочки.

3.80. На практике может быть обеспечен более высокий уровень избыточности, чем тот, который следует из применения критерия единичного отказа, с целью достижения достаточно высокой надежности или по эксплуатационным причинам, например, (i) чтобы можно было отключать оборудование для обслуживания или ремонта, выполняемого в период, когда требуется готовность компонентов группы безопасности; (ii) чтобы обеспечить возможность проведения регламентных испытаний; или (iii) чтобы облегчить решение проблем, связанных с компоновкой станции. Это значит, что ПИС само по себе не является аварией. Оно представляет собой лишь событие, с которого начинается последовательность событий, ведущая к ожидаемым нарушениям нормальной эксплуатации, проектной аварии или тяжелой аварии в зависимости от происходящих дополнительных отказов. Типичными примерами являются: отказы оборудования (включая разрывы трубопроводов), ошибки операторов, события, вызванные деятельностью человека, и природные события. Связи между каналами следует проектировать так, чтобы единичный отказ не мог привести к потере

более чем одного канала. Резервные каналы следует разделять барьерами или расстоянием для того, чтобы внутренние источники опасности не могли приводить к потере более чем одного канала.

РАЗНООБРАЗИЕ

3.81. Надежность систем безопасности, обладающих свойством избыточности с использованием аналогичных компонентов, будет ограничена возможностью отказа по общей причине, который может привести к одновременному отказу нескольких обеспечивающих избыточность компонентов. Для устранения этого ограничения надежность может быть повышена за счет разнообразия (см. Приложение II Спр. [1]).

3.82. Уровень разнообразия может различаться в зависимости от применяемых проектных решений. Он высок, если системы выполняют одну и ту же функцию безопасности, используя различные физические принципы и различные типы оборудования. Например, останов реактора, для которого обладающие разнообразием системы используют сброс в активную зону твердых поглотителей нейтронов и впрыск в первый контур раствора, поглощающего нейтроны. Однако этот уровень ниже, если системы выполняют функцию безопасности аналогичным образом с использованием разнотипных компонентов. Например, аварийная система питательной воды, где насосы и клапаны в обладающих разнообразием разных частях системы имеют различный тип или различных изготовителей.

3.83. Там, где требуется очень высокая надежность, для выполнения функции безопасности следует использовать средства, обладающие разнообразием. Уровень разнообразия следует соразмерять с требуемой надежностью средств, предусмотренных для выполнения функции безопасности.

3.84. При использовании разнообразия в системах безопасности следует демонстрировать их соответствие требуемой надежности системы. Для этого следует соответствующим образом рассмотреть возможные общие уязвимые места, такие как отказы по общей причине. Например, это может быть недостаток проекта, недостаток изготовления, ошибка при эксплуатации или при техническом обслуживании, природное явление, событие, вызванное деятельностью человека, либо непреднамеренный каскадный эффект от какого-либо действия или отказа на станции.

3.85. Следует осознавать, что обеспечение разнообразия увеличивает сложность и стоимость станции и вносит дополнительные трудности и затраты в ее эксплуатацию и техническое обслуживание. Это обстоятельство следует учитывать при проектировании и соблюдать баланс между выигрышем в надежности систем безопасности и связанным с этим усложнением.

ИСПЫТАНИЯ ВО ВРЕМЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ, ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ, РЕМОНТ, ИНСПЕКЦИИ И МОНИТОРИНГ УСТРОЙСТВ, ВАЖНЫХ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ

3.86. При проектировании КСК, важных для безопасности, за исключением случаев указанных ниже, следует предусматривать возможность их периодических испытаний, технического обслуживания, ремонта, инспекций и мониторинга в отношении их целостности и работоспособности в течение всего срока службы атомной электростанции. Периодичность может варьироваться от дней до лет в зависимости от природы предмета. Ясно, что, чем чаще производится техническое обслуживание при работе станции на мощности, тем меньше будет нужда в техническом обслуживании в период останова. Проект следует разрабатывать так, чтобы эти виды деятельности могли выполняться по нормам, соразмерным с важностью функций безопасности, которые должны быть выполнены, и без чрезмерного радиационного облучения персонала на площадке.

3.87. Если в проекте важных для безопасности КСК невозможно предусмотреть желаемый объем испытаний, инспекций или мониторинга, то следует предпринимать адекватные меры предосторожности на случай возможных необнаруженных отказов.

3.88. Проектантам следует подготавливать специальное руководство по проектированию, нацеленное на обеспечение доступности для инспекций и испытаний. Ключевые вопросы, которые следует рассматривать в этой связи, включают: наличие достаточного пространства вокруг компонентов; ослабление полей излучения вокруг компонентов путем уменьшения осаждения радиоактивных веществ внутри границы первого контура либо за счет экранирования; уменьшение утечек воды первого контура; обеспечение постоянных или съемных настилов для обслуживания и точек подвески для перемещения компонентов; установка компонентов в положение, удобное для проведения инспекций и испытаний.

3.89. Там, где доступ невозможен, проектом могут быть обеспечены постоянные рельсы и достаточное пространство, позволяющие размещать инспекционное оборудование, оснащенное дистанционным управлением. В ходе оценки безопасности следует убедиться, что такие возможности учтены.

3.90. Хотя применение мер, подобных описанным выше, в большинстве случаев направлено на разрешение противоречия между необходимостью удерживать на низком уровне эксплуатационные дозы и нуждой в периодических испытаниях и инспекциях, в некоторых сложных ситуациях следует проводить тщательное исследование с целью поиска компромисса между этими двумя потребностями с использованием анализа безопасности на этапе проектирования.

АТТЕСТАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ

3.91. Аттестация оборудования осуществляется главным образом применительно к системам безопасности, которые должны выполнять функции безопасности в условиях аварий.

3.92. Условия, в которых от оборудования ожидается выполнение функции безопасности, могут отличаться от тех, в которых оно нормально находится, и на его работу может повлиять старение или фактические условия его эксплуатации на станции. Определение внешних условий, в которых будет работать оборудование, следует рассматривать как часть процесса проектирования. Сюда следует включить условия, ожидаемые для широкого диапазона при авариях, включая экстремальные параметры для температуры, давления, радиации, вибрации, влажности и воздействия струй.

3.93. Требуемую работоспособность следует поддерживать в течение всего срока службы станции. При проектировании следует уделять внимание отказам по общим причинам из-за старения. Старение следует учитывать в проекте, соответствующим образом определяя условия внешней среды, условия технологического процесса, рабочие циклы, графики технического обслуживания, срок службы, графики типовых испытаний, замену частей и периодичность замены.

3.94. Следует подтвердить посредством процедуры аттестации, что оборудование способно в течение своего срока службы выполнять функции

безопасности в тех условиях внешней среды (динамические эффекты, температура, давление, воздействие струй, радиация, влажность), которым оно подвергается в период востребованности. В эти внешние условия следует включать изменения, ожидаемые при нормальной эксплуатации, ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях. Если оборудование подвержено воздействию внешних природных событий и предназначено для выполнения функции безопасности во время или после таких событий, то в программе аттестации следует воспроизводить условия, накладываемые на оборудование этими событиями.

3.95. Кроме того, в программу аттестации следует включать необычные внешние условия, которые можно ожидать в специфических режимах эксплуатации, таких как периодические испытания защитной оболочки на герметичность. По мере возможности, для оборудования, предназначенного для работы при тяжелых авариях, следует с разумной достоверностью показывать путем испытаний, экспериментов или инженерного анализа его способность удовлетворять своему назначению в условиях аварий данного типа.

3.96. Более предпочтительным является проведение аттестации путем испытания оборудования-прототипа (типовые испытания). Это не всегда осуществимо в отношении проверки крупногабаритных компонентов на виброустойчивость или в отношении старения оборудования. В таких случаях следует полагаться на экстраполяцию результатов, полученных в сходных условиях, анализы или испытания в сочетании с анализами.

СТАРЕНИЕ И ИЗНОС МЕХАНИЗМОВ

3.97. В оценке безопасности следует учитывать тот факт, что стационарные системы и компоненты в различной степени подвержены эффектам старения. Некоторые эффекты такого типа хорошо известны и против них могут быть предприняты меры. Другие, согласно существующему опыту, непредсказуемы, и следует предусматривать соответствующие программы испытаний, инспекций и надзора для их выявления. На этапе проектирования следует составлять полную программу действий, предпринимаемых в течение всего срока службы станции, и создавать технические предпосылки для ее выполнения. Хорошим способом определить, правильно ли учтены механизмы старения и износа и выявить непредвиденные проблемы, являются периодические обзоры безопасности.

3.98. Корпус реактора следует проектировать с учетом охрупчивания под воздействием потока быстрых нейтронов из активной зоны в течение всего срока службы станции. Защита состоит в хорошей конструкции, предотвращающей излишнее охрупчивание, облегчающей выявление охрупчивания и возможные действия по восстановлению. Реакторы с водой под давлением (PWR) в большей степени подвержены этой проблеме, чем кипящие реакторы (BWR), вследствие различий размеров и характеристик нейтронного потока. Области сварных швов более подвержены охрупчиванию, поскольку примеси, вносимые в процессе сварки, могут делать зону сварки особенно чувствительной к активации нейтронным потоком. Прогреваемая зона вокруг сварного шва часто является областью, где сосредотачиваются микротрещины и остаточные напряжения, делая эту область еще более чувствительной к влиянию охрупчивания.

3.99. Присутствие сварных швов на уровне ядерного топлива следует, по мере возможности, исключать.

3.100. Следует уделять соответствующее внимание ограничению и контролю охрупчивания корпуса реактора. Для этого флюенс нейтронов (интеграл потока нейтронов за время службы станции) следует удерживать ниже уровня, обеспечивающего сохранение адекватных механических свойств металла с учетом неопределенностей. Следует обеспечивать выполнение соответствующей программы надзора с использованием образцов-свидетелей из материала сварных швов и приборов измерения флюенса нейтронов, расположенных в нейтронном потоке в представительных условиях. Другой важный механизм старения влияет на трубки парогенераторов реакторных установок PWR. Повреждение трубок происходит по множеству причин и его следует отслеживать, чтобы предпринимать предупреждающие и восстановительные действия, такие как изменение химии воды и ремонт либо заглушение трубок до появления течи или разрыва. Надзор за парогенераторами, их ремонт и замену следует облегчать в проекте за счет предусмотренных проемов, рельсов и точек подвески.

3.101. Ниже перечислены другие эффекты старения, выявленные в результате накопления опыта эксплуатации. В проекте станции проблемы следует устранять на этапе проектирования, либо предусматривать средства для своевременного их выявления в начальной стадии и выполнения соответствующих корректирующих действий.

- Наводораживание и охрупчивание металла каналов в канальных реакторах, могущее привести к необходимости их замены;
- Коррозия, вибрация и разрушение внутрикорпусных устройств, возможность которой должна выявляться соответствующими надзорными средствами;
- Растрескивание патрубков и внутрикорпусных устройств;
- Переходные процессы с изменением давления и температуры в патрубках и трубопроводах;
- Термическое перемешивание в местах присоединения трубопроводов;
- Температурная стратификация и другие механизмы эрозии трубопроводов, которые должны выявляться при проведении периодических инспекций, облегчаемых соответствующими проектными мерами;
- Старение органических материалов изоляции кабелей или уплотнений систем вентиляции, которое должно учитываться при проектировании, чтобы обеспечить возможность выявления и замены.

ЧЕЛОВЕКО-МАШИННЫЙ ИНТЕРФЕЙС И ПРИМЕНЕНИЕ ИНЖЕНЕРНОЙ ПСИХОЛОГИИ

3.102. Детальные рекомендации по учету человеческого фактора при проектировании даны в специализированном Руководстве по безопасности¹⁰ МАГАТЭ. В данном разделе кратко представлены некоторые основные вопросы.

3.103. Следует, чтобы проект станции облегчал работу операторов и способствовал выполнению ими оптимальных действий в режимах нормальной эксплуатации и при авариях. Это следует обеспечивать уделяя внимание проекту станции, подготовке эксплуатационных процедур и подготовке всего эксплуатационного персонала.

¹⁰ Серия изданий по безопасности №№ 50-SG-D3, Системы управления защитными действиями и связанные с ними устройства на атомных электростанциях (1982); 50-SG-D8, Контрольно-измерительные приборы и система управления и защиты атомных электростанций (1985) и Серия стандарты безопасности № NS-G-2.2, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants (2000).

3.104. Систематический учет человеческого фактора и разработку человеко-машинного интерфейса следует включать в процесс проектирования на раннем этапе и продолжать до его окончания.

3.105. Следует выявлять предписанные эксплуатационному персоналу действия по обеспечению безопасности. Сюда следует включать действия, выполняемые операторами, ответственными за контроль и управление станцией и реагирование на отказы, а также действия по техническому обслуживанию, испытанию и калибровке.

3.106. Для действий по обеспечению безопасности следует выполнять анализ задач, чтобы оценить нагрузку на операторов, обусловленную необходимостью принятия решений и выполнения действий. В результате анализа задач следует определять проектные требования к человеко-машинному интерфейсу, объему необходимой информации и управления, разработке эксплуатационных процедур и программам подготовки персонала.

3.107. Следует обеспечить объем информации и управления, достаточные, чтобы позволить операторам:

- Выполнять действия в режимах нормальной эксплуатации, такие как изменение мощности реактора;
- Оперативно оценивать общее состояние станции при нормальной эксплуатации, ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации и авариях;
- Контролировать состояние реактора и всего оборудования станции;
- Выявлять важные для безопасности изменения состояния станции;
- Подтверждать выполнение предусмотренных проектом действий автоматики по обеспечению безопасности;
- Определять необходимость и выполнять предписанные действия.

3.108. Оператору следует предоставлять информацию о параметрах систем и оборудования станции, достаточную, чтобы подтвердить выполнение требуемых действий по обеспечению безопасности и убедиться в том, что эти действия привели к желаемому результату .

3.109. Рабочие зоны и условия работы персонала на площадке следует проектировать в соответствии с принципами эргономики, обеспечивая надежное и эффективное выполнение задач. В число таких зон следует включать блочный пункт управления, резервный пункт управления,

локальные пункты управления и все области, где должны производиться операции по испытанию и техническому обслуживанию. Особое внимание следует уделять системам отображения данных, компоновке панелей и путям доступа для проведения операций технического обслуживания и испытаний.

3.110. Человеко-машинный интерфейс следует проектировать так, чтобы предоставлять операторам исчерпывающую, но легко воспринимаемую информацию для принятия правильных решений и выполнения необходимых действий.

3.111. Необходимость срочных действий оператора следует сводить к минимуму. Следует обеспечивать выполнение всех таких действий с помощью автоматики. Допустимое время для таких действий следует определять на основе поддающегося обоснованию подхода наилучших оценок.

3.112. Для всех действий оператора в анализе задач следует показывать, что оператор имеет достаточно времени для решений и действий, что информация, необходимая для принятия решений, представлена просто и однозначно и что сложившиеся после события физические условия пребывания персонала на блочном пункте управления или на резервном пункте управления, а также на пути к нему приемлемы.

3.113. В проекте станции следует обеспечивать малую чувствительность к ошибкам персонала. Насколько практически возможно следует обеспечивать снижение последствий ошибочных действий. Для этой цели следует тщательно устанавливать приоритет между действиями оператора и автоматическим срабатыванием систем безопасности. С одной стороны, оператору следует запрещать блокировать срабатывание системы аварийной защиты реактора, если условия для ее срабатывания имеют место. С другой стороны, существуют ситуации, когда вмешательство оператора в работу управляющей системы безопасности необходимо. Примерами являются шунтирование при испытаниях или изменение критериев срабатывания в связи с изменением рабочего состояния. Кроме того, оператору следует предоставлять возможность в случае крайней необходимости под жестким административным контролем вмешиваться в работу управляющей системы безопасности для управления запроектными авариями в случае серьезных неисправностей в системе аварийной защиты реактора.

3.114. Следует разрабатывать инструкции в письменном виде для всех действий, выполняемых оперативным персоналом, включая нормальную эксплуатацию станции и ее восстановление из состояний нарушения нормальной эксплуатации и аварий, в том числе тяжелых. Желательно, чтобы инструкции по ответным действиям при нарушении нормальной эксплуатации и авариях были симптомно ориентированы. Инструкции следует по мере возможности проверять путем выполнения обходов по месту, использования макетов и тренажеров.

3.115. Следует обеспечивать достаточные и надежные средства связи для передачи информации и указаний между рабочими местами для поддержки действий операторов при нормальной эксплуатации и восстановлении после аварий. Сюда следует включать связь между блочным или резервным пунктами управления и оперативным персоналом на местах, которому необходимо выполнять действия, влияющие на состояние станции, а также с внешними организациями в условиях аварии. Следует обеспечивать, чтобы средства связи были работоспособны во всех существенных аварийных условиях и не мешали работе управляющей системы безопасности станции.

3.116. Расположение и способы выявления пунктов управления по месту, следует проектировать так, чтобы, принимая во внимание человеческий фактор, уменьшить вероятность ошибки персонала при выборе этих пунктов управления.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ СИСТЕМ

3.117. Следует выполнять тщательную оценку возможного взаимодействия между системами одной станции, между станцией и внешними установками и между различными станциями на одной площадке. Взаимодействие систем следует учитывать для всех состояний станции, в том числе при внешних событиях и тяжелых авариях.

3.118. В анализе следует учитывать не только физические взаимосвязи, но и влияние работы систем, их технического обслуживания, неправильной работы или отказа на физические условия вокруг других систем, важных для безопасности. Изменения в этих условиях могут влиять на надежность выполнения системами проектных функций. Примерами отказов, которые могут неблагоприятно повлиять на работу других систем, являются отказы систем кондиционирования воздуха

электронного оборудования, либо протечки в оборудовании содержащих жидкости систем, вызывающие затопление или создающие высокую влажность в местах расположения оборудования систем безопасности.

3.119. При выполнении оценки безопасности на этапе проектирования следует рассматривать взаимодействие станции и электрических сетей в связи с обеспечением требуемой надежности электропитания стационарных систем, важных для безопасности, как описано в деталях в специализированном Руководстве по безопасности МАГАТЭ¹¹.

3.120. Не следует предусматривать общие конструкции, системы и компоненты, важные для безопасности, для двух или более ядерных реакторов. Однако, если это имеет место, то следует продемонстрировать испытаниями, экспериментами или инженерным анализом, что все требования по безопасности могут быть удовлетворены для всех реакторов во всех состояниях. На случай аварии на одном из реакторов следует обеспечивать останов и отвод остаточных тепловыделений от остальных реакторов. Особое внимание следует уделять внешним событиям, которые могут вызвать аварии более чем на одной станции. Следует обеспечить, чтобы общие обеспечивающие системы были в состоянии работать со всеми затронутыми реакторами.

3.121. Другими проектными и эксплуатационными звеньями взаимосвязи, которые следует проверять при выполнении оценки безопасности, являются технологический регламент и эксплуатационные процедуры.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРИЗИРОВАННОЙ ПОДДЕРЖКИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

3.122. При техническом проектировании используется большое количество интеллектуальных инструментов, таких как диаграммы, номограммы, формулы, алгоритмы и компьютерные коды (нейтронная кинетика, гидродинамика, анализ прочности и т.п.). Эти инструменты, также как и используемые в них численные модели, следует охватывать процедурами ОК, включая проверку и аттестацию по направлениям, описанным для компьютерных кодов в Разделе 4 (п.п. 4.236 – 4.244).

¹¹ Серия изданий по безопасности № 50-SG-D7, Аварийные системы энергоснабжения атомных электростанций (1991).

3.123. Для всех численных моделей следует показывать их надежность путем выполнения сравнений, независимых анализов и проверки применимости, чтобы гарантировать, что присущий им уровень неопределенности соответствует требованиям по надежности, предъявляемым к проекту.

4. АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

ОБЩЕЕ РУКОВОДСТВО

4.1. Цель анализа безопасности следует сводить к тому, чтобы, используя соответствующие аналитические инструменты, установить и подтвердить проектные основы для устройств, важных для безопасности, а также обеспечить, что спроектированная станция способна соблюдать пределы по радиационным дозам и выбросам, предписанные и приемлемые для каждой категории ее состояния. Проектирование, изготовление, строительство и ввод в эксплуатацию следует объединять с анализом безопасности для гарантии того, что проектные намерения воплощены в построенную станцию.

4.2. Анализ безопасности, как часть процесса проектирования, следует выполнять двумя организациями, играющими роль в обеспечении безопасной атомной энергетики. Ими являются:

- *Проектант*, использующий анализ безопасности как важную составную часть процесса проектирования. Это продолжается и на этапах изготовления и строительства станции;
- *Эксплуатирующая организация*, использующая анализ безопасности, для гарантии того, что построенная станция при ее эксплуатации будет работать так, как ожидалось, и продемонстрировать, что проект удовлетворяет требованиям безопасности на любом этапе проектного срока службы станции.

4.3. Анализ безопасности, являющийся частью оценки безопасности, используемой при лицензировании станции, следует выполнять параллельно с процессом проектирования с итерацией между этими двумя видами деятельности. Объем и уровень детализации анализа безопасности следует увеличивать по мере выполнения программы

проектирования так, чтобы окончательный анализ безопасности отражал окончательную конструкцию станции, как она построена.

4.4. Рекомендации по выполнению анализа безопасности при проектировании могут также служить руководством при периодических анализах безопасности эксплуатируемой станции или для обоснования безопасности предлагаемой модификации. Требования по периодическим оценкам изложены в изданных МАГАТЭ требованиях по безопасности для эксплуатации и поддерживающих эти требования Руководствах по безопасности.

4.5. Данные и проектные схемы станции (являющиеся важной основой для анализа безопасности) следует во время проектирования, а также в течение всего срока службы станции, включая вывод из эксплуатации, обновлять. Ответственность за это следует возлагать на проектанта на этапе проектирования и на эксплуатирующую организацию в течение остальных этапов жизненного цикла станции.

4.6. В процесс обновления следует включать добавление новой информации по мере её появления, рассмотрение новых проблем по мере их возникновения, использование более совершенных инструментов и методов по мере того, как они становятся доступными, а также оценку изменений проекта и эксплуатационных процедур, которые могут рассматриваться в течение срока службы станции.

4.7. Оценку технических аспектов, важных для безопасности, описанную в Разделе 3, и анализ безопасности, описанный в настоящем разделе, следует выполнять параллельно.

Цели анализа безопасности

4.8. Анализ безопасности следует выполнять для оценки работы станции в широком диапазоне условий эксплуатации, при возникновении ПИС и других обстоятельств (многие из которых могут никогда не иметь места в реальной эксплуатации станции) для получения полного понимания того, каково ожидаемое поведение станции в этих ситуациях. В анализе безопасности следует также демонстрировать, что станцию можно удерживать в безопасных режимах эксплуатации, установленных проектантом.

4.9. Следует, чтобы анализ безопасности содержал формальные оценки работы станции в различных условиях нормальной эксплуатации и при

авариях в сравнении с целями или критериями безопасности и радиоактивными выбросами, которые могли быть установлены эксплуатирующей организацией, регулирующим органом или иными национальными или международными органами, если это применимо к станции.

4.10. Следует, чтобы анализ безопасности выявлял возможные слабые места в проекте, содержал оценки предложенных улучшений проекта и показывал, что требования по безопасности удовлетворены и риск от станции находится на приемлемо низком уровне. Сюда следует включать сравнение с критерием по риску, если таковой определен.

4.11. Следует, чтобы анализ безопасности поддерживал безопасную эксплуатацию станции, как важный инструмент при разработке и обосновании уставок и контролируемых параметров управляющих систем станции. Его также следует использовать для разработки и подтверждения технологического регламента и пределов для эксплуатации, процедур для нормальных и ненормальных условий эксплуатации и аварийных инструкций, требований по проведению технического обслуживания и инспекций, а также нормальных и аварийных процедур.

4.12. Следует также, чтобы анализ безопасности обеспечивал поддержку принятия решений администрацией станции и регулирующим органом при появлении новых проблем и вопросов в течение срока службы станции. Первоначальный анализ безопасности станции и возможность повторного выполнения всего или части этого анализа для решения новых технических проблем следует поддерживать в течение срока службы станции. Для этого обновленные данные о конструкции станции и ее эксплуатационные характеристики, отражающие реальное состояние станции, следует по мере необходимости вводить в модель станции, обеспечивая выполнение анализа.

4.13. Следует, чтобы анализ безопасности помогал при выявлении проблем, состояний станции и исходных событий, которые были неадекватно рассмотрены на ранних этапах проектирования. Подобным образом анализ безопасности может выявить аспекты, такие как ПИС или установленные приемочные критерии, которые не нужны (то есть, при более пристальном изучении эти аспекты не влияют на безопасность или не вносят вклад в ее обеспечение из-за крайне низкой частоты реализации, незначительной условной вероятности или минимального влияния на последствия).

4.14. Следует, чтобы анализ безопасности определял на самом ли деле:

- Создана достаточная глубокоэшелонированная защита и обеспечены уровни защиты таким образом, что развитие аварийной последовательности прекращается на возможно более раннем этапе;
- Станция может противостоять физическим и природным условиям, в которых она может оказаться. Сюда входят экстремальные параметры окружающей среды и иные условия;
- Адекватно учтены человеческий фактор и проблемы, связанные с рабочими характеристиками человека;
- Долгосрочные механизмы старения, способные снижать надежность станции в течение срока ее службы, выявлены, контролируются и управляются (например, путем модернизации, обновления или замены оборудования), так что безопасность не страдает и риск не увеличивается.

4.15. Следует, чтобы анализ безопасности показывал посредством испытаний, оценок, расчетов или инженерного анализа, что оборудование, предусмотренное для предотвращения развития ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации или проектных аварий в тяжелые аварии и для ослабления их последствий, также как и аварийные инструкции и меры по управлению авариями эффективны для снижения риска до приемлемого уровня.

4.16. Следует обеспечить, чтобы процесс выполнения анализа безопасности был заслуживающим доверия, имел достаточный объем, качество, полноту и точность, чтобы вызывать доверие проектанта, регулирующего органа, эксплуатирующей организации и общественности в отношении безопасности проекта станции. Результаты анализа безопасности с высокой степенью доверия будут гарантировать, что станция будет работать как спроектировано, и что она удовлетворит всем приемочным критериям при вводе в эксплуатацию и в течение всего срока ее службы.

Детерминистские и вероятностные оценки

4.17. Достижение высокого уровня безопасности следует демонстрировать, главным образом, детерминистским путем. Однако в анализ безопасности следует включать как детерминистский, так и вероятностный подходы. Было показано, что эти подходы дополняют друг друга и оба их следует использовать в процессе принятия решений о безопасности и возможности лицензирования станции. Вероятностный

подход обеспечивает взгляд на работу станции, глубокоэшелонированную защиту и риск, недоступный для детерминистического подхода.

4.18. В задачи детерминистического подхода следует включать изучение работы станции в конкретных, предварительно заданных режимах нормальной эксплуатации и аварий и применение специального набора правил для суждения об адекватности конструкции.

4.19. В общем случае следует, чтобы детерминистский анализ для целей проектирования был консервативным. Анализ запроектных аварий, как правило, менее консервативен, чем анализ проектных аварий.

4.20. С помощью ВАБ следует выявлять всех значимых вкладчиков в риск от станции и давать оценку тому, хорошо ли сбалансирована конфигурация станционных систем, отсутствуют ли непропорционально большие вкладчики в риск, удовлетворяет ли проект основным вероятностным целям безопасности. При выполнении ВАБ следует предпочтительно использовать метод наилучших оценок.

4.21. Результаты, полученные в детерминистском анализе и в ВАБ, следует совместно использовать в процессе принятия решений. Обычно эти результаты в целом согласуются. В частности, если выявляются слабые места в конструкции или эксплуатации станции, это обычно связано с низкой степенью избыточности или разнообразия в системах безопасности, предназначенных для выполнения одной или нескольких функций безопасности.

4.22. Существуют ситуации, в которых результаты детерминистического анализа и ВАБ не согласуются. Эти ситуации следует рассматривать в индивидуальном порядке.

Необходимая информация

4.23. Анализ безопасности следует выполнять на основе полной и точной информации о проекте станции. В объем этой информации следует включить все станционные КСК, взаимодействие с внешними объектами и специфические характеристики площадки.

4.24. Конструктивные параметры станции следует документировать и поддерживать на уровне, реально отражающем принятую к строительству, построенную и модифицированную станцию.

4.25. При выполнении анализа безопасности для эксплуатируемой станции (например, для ее модификации) следует использовать эксплуатационные данные. Сюда входит информация по дозам облучения персонала при нормальной эксплуатации и регулярным выбросам радиоактивных веществ за пределы площадки. В состав данных по станционным системам следует включать значения температуры, давления, уровней жидкости и расходов сред при нормальной эксплуатации, а также характеристики реакции станции на переходные процессы с привязкой ко времени для всех режимов с нарушениями нормальной эксплуатации.

4.26. В эксплуатационные данные следует также включать информацию о работе компонентов и систем, частотах исходных событий, интенсивности отказов компонентов, механизмах отказов, неработоспособности систем во время технического обслуживания и испытаний и времени восстановления компонентов и систем.

4.27. Для проектируемой станции используемые данные следует получать из обобщенной информации об эксплуатируемых станциях аналогичной конструкции, или из результатов исследований и испытаний. Для эксплуатируемой станции некоторые аспекты этой обобщенной базы данных могут быть усовершенствованы со временем за счет добавления конкретной информации о собственной истории эксплуатации и технического обслуживания станции и об опыте и результатах проведения инспекций.

4.28. В объем анализа безопасности следует включать все источники радиоактивных веществ, имеющиеся на станции. Кроме активной зоны реактора сюда входят облученное топливо при его перемещении, облученное топливо при хранении и радиоактивные отходы в хранилищах.

Приемочные критерии для анализа безопасности

4.29. Для детерминистских оценок и ВАБ следует определять приемочные критерии. Они обычно отражают критерии, используемые проектантами или службой эксплуатации, и соответствуют требованиям регулирующего органа.

4.30. Следует обеспечивать достаточность критериев для достижения общей цели ядерной безопасности, цели радиационной защиты и

технической цели безопасности, как определено в документах МАГАТЭ Основы безопасности [2] и Безопасность атомных электростанций: Проектирование [1].

4.31. Кроме того, следует разрабатывать детальные критерии, помогающие гарантировать, что эти цели высшего уровня достигнуты (см. п.п. 4.98 – 4.103 ниже). Это обычно упрощает анализ.

4.32. Следует учитывать вероятностные критерии, если они определены законодательно или как регулирующие требования, либо, там где это уместно, они должны быть разработаны. Эти критерии соответственно следует связывать с вероятностью аварий со значительными радиационными последствиями, такими как повреждение активной зоны, большие выбросы за пределы площадки и дозы облучения персонала и населения.

ПОСТУЛИРОВАННЫЕ ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ

Определение ПИС

4.33. Начальной точкой анализа безопасности является набор ПИС, которые следует рассмотреть. ПИС определено в Спр. [1], как «определенное событие, приводящее к ожидаемым нарушениям нормальной эксплуатации или к авариям». В состав ПИС входят такие события, как отказы оборудования, человеческие ошибки и события, связанные с явлениями природы или деятельностью человека за пределами площадки. В детерминистском анализе безопасности и в ВАБ обычно используется общий набор ПИС.

4.34. Следует обеспечивать, чтобы набор ПИС, разработанный для анализа безопасности был исчерпывающим и был определен так, чтобы охватывать все вероятные отказы станционных систем и компонентов и человеческие ошибки, которые могут произойти в любом из режимов эксплуатации станции (таком как пуск, останов и перегрузка). Сюда следует включать как внутренние, так и внешние исходные события.

4.35. Набор ПИС следует определять на основе систематического подхода. В этом подходе следует предусматривать разработку метода выявления ПИС, который может включать следующее:

- Использование аналитических методов, таких как анализ опасностей и работоспособности (HAZOP)¹², анализ влияния механизмов отказа (FMEA)¹³ и логические диаграммы;
- Сравнение с перечнем ПИС, разработанным для аналогичных станций (хотя этот метод не может быть единственным из-за возможности распространения ранее допущенных ошибок);
- Анализ опыта эксплуатации аналогичных станций.

4.36. В перечень рассматриваемых ПИС следует включать частичные отказы оборудования, если они могут вносить значительный вклад в риск.

4.37. Набор ПИС следует пересматривать в ходе проектирования и выполнения анализа безопасности и обеспечивать процесс итерации между этими двумя видами деятельности.

4.38. В набор ПИС, по крайней мере в начале анализа, следует включать также события с очень малой вероятностью и слабыми последствиями. Возможно исключение некоторых ПИС. Однако исключение любого ПИС следует полностью обосновывать, а причины документировать. Множество ПИС, оставаясь в составе анализа до конца, будут признаны незначительными только на его заключительной фазе.

4.39. Все ПИС следует определять количественно в терминах частоты их реализации. Хотя частоту реализации следует количественно определять для применения в ВАБ, она используется качественно в детерминистском анализе.

Внутренние ПИС

4.40. Следует определять внутренние ПИС (те, которые инициируются внутри станции) для выявления возможных вызовов для основных функций безопасности. Способ выполнения функций безопасности

¹² HAZOP (hazard and operability analysis) – систематический процесс, использующий набор ключевых слов для выявления отказов, которые могут возникнуть и могут привести к ПИС.

¹³ FMEA (failure mode, effect analysis) – систематический процесс, рассматривающий по очереди каждый механизм отказа компонента, чтобы определить может ли он привести к ПИС (см. Приложение V Спр. [10]).

зависит от конкретной конструкции реактора. Однако обычно определяемые категории исходных событий включают:

- Увеличение или уменьшение отвода тепла от контура теплоносителя реактора;
- Увеличение или уменьшение расхода теплоносителя в контуре теплоносителя реактора;
- Возмущения реактивности и распределения энерговыделения;
- Увеличение или уменьшение количества теплоносителя в контуре теплоносителя реактора;
- Выброс радиоактивных веществ из подсистемы или компонента.

4.41. При определении набора внутренних ПИС следует также учитывать различные виды отказов систем и компонентов безопасности и отказы систем и компонентов, не относящихся к обеспечению безопасности, которые могут влиять на основные функции или системы безопасности. Большая часть этих отказов может быть отнесена к одной из перечисленных выше категорий. Однако некоторые из ПИС, связанных с отказами, не подходят ни под одну из категорий и группируются отдельно. К примерам таких не вписывающихся отказов, выявленных к настоящему времени в результате выполнения ВАБ, относятся: (а) отказы обеспечивающих систем, такие как потеря охлаждающей или технической воды; (b) затопления по внутренним причинам вследствие отказов систем циркуляционной воды, технической воды, пожаротушения или высоко расположенных расширительных баков; (с) ложный сигнал на изоляцию защитной оболочки, приводящий к потере охлаждения насосов первого контура и (d) непреднамеренное срабатывание сбросных клапанов.

4.42. В процессе определения набора внутренних ПИС следует также рассматривать различные виды отказов границы давления первого контура. Сюда следует включать разрывы трубопроводов во всех возможных местах, в том числе и те, которые находятся за пределами защитной оболочки.

4.43. В состав внутренних ПИС следует включать виды отказов, которые могут возникнуть во всех режимах эксплуатации станции (например, реактивные аварии во время первого вывода активной зоны на критичность и потеря теплоносителя в режиме перегрузки топлива с разгерметизированной защитной оболочкой) за исключением тех, которые имеют пренебрежимо малую продолжительность. Такие режимы, пренебрежимо малой продолжительности, следует исключать

только после тщательного изучения и консервативного анализа, показывающего, что они не важны по сравнению с расчетной частотой повреждения активной зоны от других ПИС.

4.44. В набор ПИС следует включать события, которые могут возникнуть вследствие человеческих ошибок. Диапазон таких событий простирается от неправильного или неполного технического обслуживания до неправильной установки пределов в устройствах управления или ошибочных действий оператора. Эти ПИС не обязательно будут похожи на ПИС, вызываемые отказами оборудования, потому что вдобавок к исходному событию они могут вызывать отказы по общей причине.

4.45. В набор внутренних ПИС следует включать такие события, как пожары, взрывы, удары летящих обломков турбины и затопления по внутренним причинам, которые могут влиять на безопасность реактора и вызывать отказы оборудования систем безопасности, обеспечивающего защиту от этих исходных событий. Такие ПИС уже были рассмотрены в разделе 3.

Внешние ПИС

4.46. В набор ПИС следует включать все события, причина которых находится вне станции и которые могут создавать угрозу ядерной безопасности, включая природные события и события, связанные с деятельностью человека. Эти внешние исходные события могут приводить к возникновению внутренних исходных событий и отказов оборудования систем безопасности, необходимого для защиты от события. Например, землетрясение может вызвать отказы оборудования станции вдобавок к потере внешнего электроснабжения.

4.47. В набор ПИС для анализа безопасности следует включать природные события, вероятные для данной площадки. Сюда следует включать такие события, как землетрясения, пожары и наводнения (включая те, которые вызваны разрушением плотин и дамб), происходящие за пределами площадки, экстремальные погодные условия (температура, осадки, снег, сильный ветер) и извержения вулканов.

4.48. В набор ПИС для анализа безопасности следует включать связанные с деятельностью человека события, вероятные для данной площадки. Сюда следует включать авиакатастрофы, воздействия от взрывов на соседних промышленных предприятиях и на транспорте.

4.49. Детальные рекомендации по внешним событиям можно найти в опубликованных МАГАТЭ требованиях по безопасности для размещения¹⁴ и в поддерживающих их Руководствах по безопасности.

ДЕТЕРМИНИСТСКИЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ¹⁵

Нормальная эксплуатация

4.50. Целью анализа безопасности для нормальной эксплуатации следует считать оценку того, что:

- Нормальная эксплуатация станции может осуществляться безопасно, тем самым, подтверждая, что:
- Дозы облучения персонала и населения находятся в приемлемых пределах,
- Плановые выбросы радиоактивных веществ со станции находятся в приемлемых пределах.

4.51. В анализе безопасности для нормальной эксплуатации следует рассматривать все режимы, при которых системы и оборудование станции работают в ожидаемых условиях без внутренних или внешних возмущений. Сюда входят все проектные этапы эксплуатации, относящиеся к режимам нормальной эксплуатации и технического обслуживания, как на мощности, так и при остановленном реакторе, в течение всего срока службы станции.

4.52. К нормальной эксплуатации атомной электростанции обычно относятся следующие режимы:

- Первоначальное приближение к критическому состоянию реактора;
- Нормальный пуск реактора из остановленного состояния через критичность с выходом на мощность;
- Работа на мощности, как на полной, так и на сниженной;

¹⁴ Серия безопасность № 50-C-S (Rev. 1), Свод положений по безопасности атомных электростанций: выбор площадок для АЭС (1990).

¹⁵ Дальнейшую информацию можно найти в публикации МАГАТЭ из серии Отчеты по безопасности под названием Анализ аварий для атомной электростанции (готовится к публикации).

- Изменения уровня мощности реактора, включая режим слежения за нагрузкой, если такой предусмотрен;
- Останов реактора из режимов работы на мощности;
- Перевод в режим горячего останова;
- Перевод в режим холодного останова;
- Останов на перегрузку или эквивалентное техническое обслуживание с разгерметизацией границы первого контура;
- Останов в других режимах или конфигурациях станции с необычными значениями температуры, давления или количества теплоносителя.
- Обращение со свежим и облученным топливом и его хранение.

4.53. С помощью анализа безопасности следует оценивать, может ли нормальная эксплуатация станции осуществляться безопасно таким образом, чтобы значения станционных параметров не превышали пределов для эксплуатации.

4.54. С помощью анализа безопасности следует устанавливать условия и ограничения для безопасной эксплуатации. Сюда следует включать такие позиции, как:

- Пределы безопасности для системы защиты и управления реактора и других систем безопасности;
- Пределы для эксплуатации и соответствующие уставки для системы управления;
- Процедурные ограничения для управления процессами при эксплуатации;
- Определение допустимых эксплуатационных конфигураций.

Более детальная информация дана в Спр. [8].

4.55. Оценкой безопасности проекта при нормальной эксплуатации следует подтвердить, что останов реактора или срабатывания систем безопасности будут происходить только, когда требуется. Ложные остановки или срабатывания систем безопасности вредны для безопасности.

Дозы облучения персонала и населения при нормальной эксплуатации

4.56. В анализ безопасности для нормальной эксплуатации следует включать анализ всего проекта и эксплуатации станции, чтобы: спрогнозировать дозы облучения, которые возможно будут получены

персоналом и населением; установить, что эти дозы находятся в приемлемых пределах; гарантировать, что принцип поддержания доз на разумно достижимом низком уровне реализован.

4.57. Для рабочих на площадке прогнозирование доз следует основывать на выполняемых ими конкретных операциях по обеспечению работы и обслуживанию станции. В прогнозы доз следует включать вклады, как от прямого облучения, так и от поступления радиоактивных веществ. При анализе следует учитывать продолжительность, частоту и количество людей, привлеченных к каждому виду деятельности. Оценки следует выполнять как для наибольшей индивидуальной дозы, так и для среднегодовой коллективной дозы.

4.58. Для населения в прогнозы доз следует включать вклады от прямого облучения, от поступления радиоактивных веществ и дозы, полученные через пищевые цепочки в результате выбросов радиоактивных веществ со станции. Дозы следует оценивать для критических групп населения.

4.59. Если в прогнозах доз имеют место неопределенности, следует принять консервативные предположения.

4.60. Если прогнозируемые дозы зависят от мощности дозы облучения, возрастающей с момента сооружения в зависимости от накопления радиоактивных веществ или от уровня загрязнения, прогнозы следует основывать на максимальных значениях, достижение которых возможно в течение срока службы станции.

4.61. При прогнозировании доз следует учитывать все относящиеся к делу данные из опыта эксплуатации. Они могут быть получены в результате эксплуатации данной станции или аналогичных станций.

4.62. Эти оценки доз следует сравнить с радиационными критериями, разработанными для станции. Сюда следует включать пределы доз, являющиеся требованиями законодательства или требованиями регулирующего органа, и должны учитываться текущие рекомендации Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ).

4.63. Следует выполнять оценку результатов определения доз с целью выявления слабых мест в проекте или в системе эксплуатации станции; следует выполнять улучшения там, где это разумно достижимо.

Планируемые выбросы радиоактивных веществ со станции

4.64. В анализ безопасности станции для нормальной эксплуатации следует включать оценку планируемых выбросов радиоактивных веществ.

4.65. Эти оценки планируемых выбросов радиоактивных веществ следует сравнивать с радиационными критериями, разработанными для станции, включая законодательные требования или требования регулирующего органа, и рассматривать их по отношению к принципу ALARA. Проект и эксплуатацию станции следует оценивать и улучшать там, где улучшения разумно осуществимы для снижения планируемых выбросов со станции.

Ожидаемые нарушения нормальной эксплуатации и проектные аварии

4.66. Станционные режимы, рассматриваемые в анализе проектных основ, включают ожидаемые нарушения нормальной эксплуатации и проектные аварии (ПА). Их разделение основано на частоте реализации.

4.67. Ожидаемые нарушения нормальной эксплуатации представляют собой такие события, которые более сложны, чем маневрирование, выполняемое при нормальной эксплуатации, и могут создавать угрозу безопасности реактора. Реализацию таких событий можно ожидать, по крайней мере, один раз в течение срока службы станции. Обычно они имеют частоту реализации более 10^{-2} на реактор в год.

4.68. Проектные аварии имеют меньшую частоту, чем ожидаемые нарушения нормальной эксплуатации. Их реализация не ожидается в течение срока службы станции, но в соответствии с принципом глубокоэшелюлированной защиты их следует учитывать в проекте атомной электростанции. ПА имеют частоту реализации в диапазоне 10^{-2} – 10^{-5} на реактор в год, хотя есть некоторые группы ПИС, традиционно включаемые в анализ проектных аварий, которые могут иметь меньшие частоты.

4.69. Анализ проектных аварий следует выполнять для убедительной демонстрации отказоустойчивости проекта и эффективности систем безопасности. Это достигается выполнением консервативного анализа, учитывающего неопределенности моделирования.

Постулированные исходные события, приводящие к ожидаемым нарушениям нормальной эксплуатации

4.70. Для многих ПИС системы управления компенсируют влияние события без останова реактора и появления иных требований на срабатывание систем безопасности (Уровень 2 глубокоэшелонированной защиты). Однако в категорию ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации следует включать все ПИС, которые можно ожидать в течение срока службы станции и при которых эксплуатация может быть продолжена после устранения отказа.

4.71. Типичными примерами ПИС, приводящих к ожидаемым нарушениям нормальной эксплуатации, могут являться события, приведенные ниже. Этот перечень примерный. Действительный перечень будет зависеть от типа реактора и от реальной конструкции станционных систем:

- *Увеличение отвода тепла от реактора:* ложное открытие клапанов сброса пара; неисправности в системе управления давлением второго контура, приводящие к увеличению расхода пара; неисправности в системе питательной воды, приводящие к увеличению теплоотвода;
- *Уменьшение отвода тепла от реактора:* останов питательных насосов; уменьшение расхода пара по различным причинам (неисправности в системе управления, закрытие главной паровой задвижки, останов турбины, сброс нагрузки, потеря электропитания, потеря вакуума в конденсаторах);
- *Уменьшение расхода теплоносителя в контуре теплоносителя реактора:* останов одного главного циркуляционного насоса; непреднамеренное отключение одной циркуляционной петли (если возможно);
- *Возмущения реактивности и распределения энерговыделения:* непреднамеренное извлечение управляющего стержня; разбавление бора вследствие неисправности в системе борного регулирования (для PWR); неправильная установка топливной сборки;
- *Увеличение количества теплоносителя в контуре теплоносителя реактора:* неисправности систем подпитки и борного регулирования;
- *Уменьшение количества теплоносителя в контуре теплоносителя реактора:* очень малая течь из-за разрыва трубки КИП;
- *Выброс радиоактивных веществ из подсистемы или компонента:* малая утечка из системы радиоактивных отходов.

Постулированные исходные события, приводящие к проектным авариям

4.72. Следует выявлять подмножество ПИС, которые рассматриваются как приводящие к ПА. Все ПИС, которые определены как приводящие к ожидаемым нарушениям нормальной эксплуатации, также следует рассматривать как потенциальные инициаторы для ПА. Хотя обычно ПИС с очень низкой частотой реализации в указанное подмножество не включаются, при определении пороговых значений следует учитывать цели безопасности, установленные для данного реактора.

4.73. Типичными примерами ПИС, приводящих к ПА, могут являться события, приведенные ниже. Этот перечень примерный. Действительный перечень будет зависеть от типа реактора и конкретной конструкции:

- Увеличение отвода тепла от реактора: разрывы паропроводов;
- Уменьшение отвода тепла от реактора: разрывы питательных трубопроводов;
- Уменьшение расхода теплоносителя в контуре теплоносителя реактора: отключение всех главных циркуляционных насосов; заклинивание или поломка вала главного циркуляционного насоса;
- Возмущения реактивности и распределения энерговыделения: неконтролируемое извлечение управляющего стержня; выброс управляющего стержня; разбавление бора вследствие запуска не работавшей петли (для PWR);
- Увеличение количества теплоносителя в контуре теплоносителя реактора: ложное срабатывание системы аварийного охлаждения активной зоны;
- Уменьшение количества теплоносителя в контуре теплоносителя реактора: спектр возможных аварий с потерей теплоносителя; ложное открытие сбросных клапанов первого контура; течи из первого контура во второй;
- Выброс радиоактивных веществ из подсистемы или компонента: перегрев или повреждение отработанного топлива при транспортировке или хранении; разрыв в системе обработки газообразных или жидких отходов.

4.74. Следует заметить, что некоторые инициаторы аварий, исторически рассматривавшиеся как ПА, могут иметь частоту меньшую 10^{-5} на реактор в год. Подобная ситуация может иметь место для такого ПИС, как авария с большой течью на станции, спроектированной и построенной

по современным нормам. Регулирующие правила, однако, могут все еще требовать, чтобы такие ПИС рассматривались в категории ПА.

Группировка

4.75. Следуя приведенному выше руководству, будет выявлено большое количество ПИС. Нет необходимости анализировать все эти ПИС. Обычной практикой является их группировка и выбор в каждой группе определяющих вариантов для анализа.

4.76. В качестве определяющих вариантов следует рассматривать аварии, создающие наиболее тяжелую нагрузку на каждую из основных установленных функций безопасности. В некоторых случаях одна авария может быть наиболее тяжелой в отношении одного параметра безопасности (например, максимального давления в реакторном контуре), а другая – в отношении другого (например, максимальной температуры топлива). В таких случаях все эти аварийные последовательности рассматриваются в процессе проектирования как определяющие варианты.

4.77. В анализе безопасности следует подтвердить, что группировка и определяющие варианты событий приемлемы.

Цели анализа ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации и ПА

4.78. В анализе безопасности для ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации и ПА следует показывать, что системы безопасности способны выполнить требования безопасности за счет того, что они могут:

- Останавливать реактор и поддерживать его в безопасном остановленном состоянии во время и после ПА;
- Отводить остаточные тепловыделения от активной зоны после останова реактора из любого режима нормальной эксплуатации и ПА;
- Уменьшать возможность выброса радиоактивных веществ и обеспечивать, что любые выбросы находятся в предписанных пределах при нормальной эксплуатации и в приемлемых пределах при ПА.

4.79. В анализе безопасности следует показывать, что стационарные и радиационные пределы не превышены. В частности, следует показать, что некоторые из барьеров на пути выбросов радиоактивных веществ со станции, или все они, сохраняют целостность в необходимой степени.

4.80. На основе анализа безопасности следует установить такие проектные характеристики станции и уставки управляющих систем безопасности, которые обеспечивают всегда выполнение основных функций безопасности. События проектных аварий являются основой для проектирования систем управления реактивностью, системы контура теплоносителя реактора, систем безопасности (например, системы аварийного охлаждения активной зоны, системы защитной оболочки и её управляющей системы безопасности), систем электроснабжения и множества вспомогательных систем, важных для безопасности.

4.81. Следует, чтобы проанализированное время процесса было достаточным для определения всех последствий проектных событий. Здесь предполагается, что расчеты переходных процессов следует продолжать за момент времени, когда станция переведена в состояние останова и сработали охлаждающие системы безопасности (т.е. до достижения долгосрочного устойчивого состояния).

4.82. Для новых станций и для станций, для которых проводится периодическая оценка безопасности, следует выполнять исчерпывающим образом выявление и оценку всех проектных событий. При модификации существующих станций оценку следует фокусировать на тех проектных событиях, которые затронуты модификацией.

4.83. При модификации или переоценке существующих станций методология и допущения, использованные при первоначальном проектировании, могут нуждаться в изменении по нескольким причинам:

- Первоначальные проектные основы или приемочные критерии более не соответствуют требованиям;
- Использувавшиеся инструменты анализа безопасности могли быть заменены более совершенными методами;
- Первоначальные проектные основы не могут более быть соблюдены.

4.84. Для ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации выполняется, по сути, тот же анализ безопасности, что и для проектных аварий. Однако в первом случае в анализ не следует включать весь консерватизм анализа ПА. Например, в анализе ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации нет необходимости предполагать неработоспособное состояние всех систем и оборудования, не относящихся к обеспечению безопасности.

4.85. Кроме того, следует обеспечивать, чтобы ожидаемые нарушения нормальной эксплуатации не приводили к ненужным требованиям на срабатывание оборудования систем безопасности, спроектированных, главным образом, для защиты в случае ПА.

Методы и допущения при анализе ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации и ПА

Методы

4.86. В анализе безопасности при ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации и ПА следует использовать соответствующие компьютерные коды по нейтронной физике, теплогидравлике, прочности и радиационным явлениям для определения реакции реактора на рассматриваемые эксплуатационные нарушения и аварии.

4.87. Компьютерные коды, используемые для анализа ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации и ПА, следует должным образом проверять и аттестовывать. Сюда входят коды, используемые для прогнозирования процессов в активной зоне, теплогидравлические коды, а также коды для расчета радиационных выбросов и последствий. Кроме того, следует, чтобы аналитики и пользователи кодов имели соответствующую квалификацию, опыт и подготовку.

4.88. В компьютерных кодах для анализа безопасности при ПА/ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации следует использовать опыт эксплуатации, который может быть получен от аналогичных атомных электростанций, и соответствующие экспериментальные данные. Поскольку возникновение нарушений нормальной эксплуатации ожидается один или более раз в течение срока службы станции, имеется некоторая накопленная база данных по опыту эксплуатации и данные для таких переходных процессов.

4.89. Параметры моделей, начальные условия и допущения о работоспособности оборудования, лежащие в основе использования компьютерных кодов, традиционно имеют высокую степень консерватизма с ограничивающими, консервативными значениями всех анализируемых параметров. Однако в прошлом это иногда приводило к прогнозированию неправильных последовательностей событий и нереалистичных временных масштабов, а также к упущению некоторых физических явлений. Помня об этих недостатках и учитывая современную развитость

кодов наилучшей оценки, последние следует использовать в анализах безопасности с разумно консервативным выбором исходных данных и достаточной оценкой неопределенности результатов.

4.90. Приемлемым также может быть применение комбинации кодов наилучшей оценки и реалистических допущений в начальных и граничных условиях. Такой подход следует основывать на статистически объединенной неопределенности стационарных параметров и моделей кодов, чтобы доказать с определенной высокой вероятностью, что результаты расчета не превышают приемочные критерии.

4.91. Анализ безопасности следует включить в соответствующую программу ОК. В особенности, все данные следует снабжать ссылками на источники и документировать, а весь процесс описывать и сохранять в архиве, чтобы сделать возможной независимую проверку.

Допущения

4.92. В консервативные допущения, принимаемые для анализа проектных аварий, обычно следует включать следующее:

- Исходное событие происходит в неблагоприятный момент времени по отношению к начальным условиям в реакторе, включая уровень мощности, уровень остаточных тепловыделений, параметры реактивности, температуру, давление и количество теплоносителя в контуре теплоносителя реактора;
- Любые системы управления предполагаются работоспособными, только если их работа может усугубить воздействие исходного события. Не должна учитываться работа систем управления, смягчающая воздействие исходного события;
- Для всех стационарных систем и компонентов, не спроектированных и не обслуживаемых как относящиеся к безопасности (полное ОК, сейсмика и аттестация оборудования), следует предполагать отказ, вызывающий наиболее тяжелые последствия для анализируемого ПИС;
- Следует предполагать наихудший единичный отказ в группе систем безопасности, требуемых для исходного события. Для резервированных систем часто предполагается запуск и работа минимального количества каналов;
- Следует предполагать работу систем безопасности при минимальном уровне производительности. Для системы аварийной защиты реактора и других систем безопасности следует предполагать, что

действие происходит в наиболее неблагоприятной части возможного диапазона;

- Любые конструкции, системы или компоненты, которые либо не могут считаться полностью работоспособными, либо в ходе аварии достигают предела за которым проектант не доказал полную работоспособность, следует предполагать неработоспособными;
- Действия станционного персонала по предотвращению или ослаблению аварии следует учитывать только, если можно показать, что у них имеется достаточно времени для выполнения требуемых действий, имеется достаточная информация для диагностики события (с учетом влияния исходного события и критерия единичного отказа), имеются соответствующие письменные руководства и обеспечена достаточная подготовка. Обычно действия станционного персонала предполагаются не ранее чем через десять минут после начала исходного события.

4.93. В сделанных консервативных допущениях следует принимать во внимание неопределенности начальных условий в реакторе, включая уставки срабатывания систем безопасности.

4.94. В анализ проектных аварий следует включать все отказы, которые могут произойти как следствие исходного события (и, тем самым, являются частью ПИС). Сюда входит следующее:

- Если исходным событием является отказ части системы электроснабжения, в анализе ПА следует предполагать неработоспособность всего оборудования, питаемого от этой части системы;
- Если исходное событие является высокоэнергетическим событием, таким как отказ в системе, работающей под давлением, приводящий к выбросу горячей воды или биению трубопровода, в определение ПА следует включать отказы оборудования, которое может от этого пострадать;
- Для внутренних событий, таких как пожары, затопления или внешних событий, таких как землетрясения, в определение проектного события следует включать отказы всего оборудования, которое не спроектировано, чтобы противостоять их воздействию и не защищено от них.

4.95. Ввиду очень консервативной природы этих допущений анализ безопасности часто предлагает очевидную демонстрацию существования больших запасов до превышения пределов безопасности. Однако при

использовании анализа необходима осторожность, поскольку такой результат не всегда имеет место.

4.96. В анализ безопасности при ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации также следует включать многие из консервативных допущений детерминистического анализа ПА, особенно те, которые относятся к системам, поддерживающим критические функции безопасности во время этих переходных процессов. Однако нет необходимости предполагать, что все системы и компоненты, не относящиеся к безопасности, неработоспособны, и не учитывать работу систем управления, ослабляющих воздействие исходного события, если ПИС не приводит эти системы в неработоспособное состояние.

4.97. Результаты оценки следует структурировать и представлять в соответствующем формате, чтобы обеспечивать хорошее понимание хода событий и делать легко осуществимой проверку отдельных приемочных критериев.

Приемочные критерии

4.98. Следует разрабатывать приемочные критерии для событий и параметров в пределах проектных основ, как изложено в Спр. [1]. Этими критериями следует обеспечивать, что поддерживается адекватный уровень глубокоэшелонированной защиты путем предотвращения повреждения барьеров, препятствующих выходу радиоактивных веществ и предотвращающих недопустимые радиоактивные выбросы.

4.99. Приемочные критерии следует разрабатывать на двух уровнях следующим образом:

- Общие критерии высокого уровня, относящиеся к дозам облучения населения или к предотвращению зависящего от отказа границы давления при аварии. Они часто определены законодательно или регулирующим органом;
- Детальные критерии, определяемые проектантом или аналитиком. Они выбираются так, чтобы быть достаточными, но не необходимыми для достижения общих приемочных критериев. Вдобавок аналитик может установить цели на более детальном уровне (более детальные приемочные критерии) для упрощения анализа (например, для избежания необходимости выполнять очень сложные расчеты). Диапазон и условия применимости каждого конкретного критерия следует четко определять.

4.100. Приемочные критерии следует относить к условиям, связанным с аварией – например, частотой исходного события или конструкцией реактора и условиям на станции. Как правило, различные критерии необходимы для суждения об уязвимости отдельных барьеров и для различных аспектов аварии. К событиям с большей частотой реализации часто применяют более строгие критерии.

4.101. Радиационные критерии для ожидаемых нарушений нормальной эксплуатации обычно являются более ограничивающими, поскольку частота этих событий больше. Как правило, следует, чтобы не было отказов каких-либо физических барьеров (топливной матрицы, оболочек ТВЭЛОВ, границы реакторного контура или защитной оболочки) и повреждения топлива (или дополнительного повреждения топлива, если его незначительная утечка в пределах безопасной эксплуатации уже имеет место).

4.102. Общим приемочным критерием для ПА следует считать либо отсутствие радиационного воздействия вне площадки, либо только незначительное радиационное воздействие за пределами зоны отчуждения. Величину незначительного радиационного воздействия следует определять регулирующему органу, но обычно эта величина соответствует очень ограниченным пределам доз с целью исключения необходимости противоаварийных действий за пределами площадки.

4.103. Детальные приемочные критерии могут включать следующее:

- Не следует, чтобы событие приводило к последующим более тяжелым состояниям станции без возникновения дополнительных независимых отказов. Так, не следует, чтобы в результате ожидаемого нарушения нормальной эксплуатации возникла ПА, а запроектная авария – в результате ПА;
- Не следует допускать зависимой потери функций систем безопасности, необходимых для ослабления последствий аварии;
- Системы, используемые для ослабления аварий, следует проектировать способными противостоять максимальным нагрузкам, напряжениям и условиям работы при анализируемых авариях. Это следует оценивать в отдельном анализе, охватывающем условия окружающей среды (т.е. температуру, влажность, химический состав окружающей среды), а также тепловые и механические нагрузки на стационарные конструкции и компоненты;
- Не следует, чтобы давление в первом и втором контурах выходило за соответствующие проектные пределы, установленные для

существующего состояния станции. Дополнительный анализ повышения давления может потребоваться для изучения влияния отказов предохранительных и сбросных клапанов;

- Для каждого типа ПИС следует установить допустимую степень повреждения оболочек твэлов, позволяющую соблюсти общий радиационный критерий;
- При авариях с потерей теплоносителя, оголением и разогревом топлива следует обеспечить сохранение охлаждаемой геометрии и конструкционной целостности топливных стержней;
- Не следует допускать выхода температуры, давления или перепадов давления в защитной оболочке за значения, использованные как проектная основа защитной оболочки.

Рассмотрение запроектных и тяжелых аварий

4.104. Аварии, более тяжелые, чем ПА, называются запроектными авариями. Их последствия могут изменяться в следующем диапазоне:

- Они попадают в область консервативных приемочных критериев для ПА, но, чтобы показать это, необходим анализ в наилучшем приближении;
- Они выходят за консервативные приемочные критерии для ПА, но по результатам анализа в наилучшем приближении не приводят к значительному повреждению топлива или превышению пределов для повреждений первого контура;
- Из-за множественных отказов и/или ошибок операторов системы безопасности не способны выполнить одну или несколько функций безопасности, что приводит к значительному повреждению активной зоны, создающему угрозу оставшимся барьерам на пути распространения радиоактивных веществ. Такие аварии называются тяжелыми. Тяжелые аварии могут развиваться до:
 - повреждения активной зоны плюс разрушение первого контура, но не защитной оболочки;
 - повреждения активной зоны плюс разрушение первого контура и защитной оболочки, приводящего к большому выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду и необходимости применения внешнего противоаварийного плана.

4.105. Анализ безопасности следует нацеливать на количественную оценку стационарных запасов по безопасности и демонстрацию того, что определенная степень глубокоэшелюлированной защиты обеспечена для

этого класса аварий. Сюда следует включать такие меры, которые разумно осуществимы, чтобы:

- Предотвращать развитие событий в тяжелую аварию, контролировать протекание тяжелых аварий и ограничивать выбросы радиоактивных веществ за счет предусматриваемого дополнительного оборудования и процедур управления авариями;
- Ослаблять радиационные последствия, которые могут иметь место, за счет предусматриваемых противоаварийных планов на площадке и за ее пределами.

Для тех гипотетических тяжелых аварийных последовательностей (например, плавление активной зоны при высоком давлении в реакторах PWR), которые могут приводить к раннему отказу защитной оболочки, следует продемонстрировать, что они могут быть исключены с очень высокой степенью уверенности.

Отбор тяжелых аварий для анализа безопасности

4.106. В анализе тяжелых аварий следует рассматривать набор представительных последовательностей, в которых системы безопасности не сработали, и некоторые барьеры на пути выхода радиоактивных веществ отказали или оказались забайпасированными. Эти последовательности следует отбирать путем добавления дополнительных отказов или ошибок персонала к последовательностям ПА (добавить отказ системы безопасности) и к доминантным аварийным последовательностям из ВАБ.

4.107. Значимые последовательности событий, которые могут привести к тяжелым авариям, следует выявлять, используя комбинацию вероятностного и детерминистического методов и обоснованные инженерные оценки.

4.108. Наиболее строгий путь выявления тяжелых аварийных последовательностей состоит в использовании результатов ВАБ уровня 1 (см. п. 4.124). Однако, можно также определять представительные или ограничивающие последовательности, основываясь на понимании физических явлений при тяжелых авариях, запасов, заложенных в конструкцию и количества резервных систем, остающихся при ПА.

4.109. Примерами инициаторов тяжелых аварий являются:

- Полная потеря отвода остаточных тепловыделений от активной зоны;
- Авария с потерей теплоносителя и полной потерей аварийного охлаждения активной зоны;
- Полная потеря электропитания на длительный период времени.

4.110. Детали тяжелых аварийных последовательностей, которые следует анализировать, будут различны в зависимости от конструкции систем безопасности реактора.

4.111. В оценке тяжелых аварий следует полностью учитывать проектные возможности станции, включая использование некоторых систем, относящихся и не относящихся к обеспечению безопасности, не по проектному назначению, для возвращения потенциально тяжелой аварии в контролируемое состояние и/или ослабления ее последствий. Если предполагается нештатное использование систем, то следует иметь разумные основания, чтобы считать, что эти системы могут и будут использованы так, как принято в анализе.

Методы и допущения анализа тяжелых аварий

4.112. Общее согласие о наилучшем подходе и приемочных критериях анализа тяжелых аварий отсутствует. Однако имеется ясная тенденция к тому, чтобы приведенные ниже или аналогичные критерии были приняты для новых усовершенствованных проектов. Анализ тяжелых аварий, как правило, следует выполнять в наилучшем приближении относительно допущений, данных, методов и критериев принятия решений. Где это невозможно, следует делать разумно консервативные допущения, учитывающие неопределенности в понимании моделируемых физических процессов.

4.113. В анализе тяжелых аварий следует моделировать множество физических процессов, которые происходят вслед за повреждением активной зоны и могут привести к выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду. В это множество следует включать следующие процессы, если таковые имеют место:

- Процесс деградации активной зоны и плавления топлива;
- Взаимодействие топлива с теплоносителем (включая паровые взрывы);
- Удержание расплава в корпусе реактора;
- Проплавление корпуса реактора;

- Распределение тепла в первом контуре;
- Выброс расплава под высоким давлением/прямой нагрев защитной оболочки;
- Образование и горение водорода;
- Отказ или байпасирование защитной оболочки;
- Взаимодействие расплава с бетоном;
- Выход и перенос продуктов деления;
- Возможность охлаждения топлива внутри и вне корпуса реактора.

4.114. При выполнении анализа обычно реализуется многоярусный подход, использующий различные коды, включая детальные коды для анализа систем и защитной оболочки, более простые коды для оценки риска и «отдельных явлений», а также исследование источника радиоактивности и радиационного воздействия. Использование полного набора кодов гарантирует, что все ожидаемые явления анализируются адекватно.

4.115. В оценках следует обеспечивать правильное моделирование активной зоны, первого контура и защитной оболочки. Эти модели особенно важны для анализа и оказывают решающее влияние на определение хода аварии.

Приемочные критерии

4.116. Приемочные критерии для тяжелых аварий обычно сформулированы в терминах критериев риска (вероятностных критериев безопасности). Они рассмотрены в п.п. 4.219 – 4.231. Однако имеется лишь ограниченное согласие по поводу того, каковы должны быть эти критерии. В ряде стран определены также и детерминистские приемочные критерии, примерно следующие:

- Не следует, чтобы имел место отказ защитной оболочки вскоре после начала тяжелой аварии;
- Не следует иметь последствия для здоровья в краткосрочной перспективе после тяжелой аварии;
- Последствия для здоровья в долгосрочной перспективе /выброс ^{137}Cs следует удерживать в предписанных пределах после тяжелой аварии.

Учет тяжелых аварий в проекте

4.117. Анализ запроектных аварий выполняется для того, чтобы:

- Оценить способность конструкции противостоять тяжелым авариям и выявить отдельные уязвимые места. Сюда входит определение оборудования, которое может использоваться при управлении аварией, и измерительных каналов, с помощью которых можно контролировать ход аварии;
- Оценить необходимость устройств, которые могут быть введены в конструкцию станции¹⁶ для обеспечения глубоководоохлажденной защиты при тяжелых авариях;
- Определить меры по управлению авариями, которые могут быть выполнены для ослабления последствий аварии;
- Разработать руководство по управлению авариями, которое должно выполняться при запроектных и тяжелых авариях;
- Обеспечить исходную информацию для внешнего противоаварийного планирования.

4.118. Для новых станций тяжелые аварии следует рассматривать на этапе проектирования. Однако для эксплуатируемых станций следует разрабатывать руководство по управлению тяжелыми авариями, которое обеспечивает использование всего работоспособного оборудования и процедур для ослабления последствий аварии. Такие меры могут включать использование альтернативных или работающих на ином принципе систем, процедуры и методы использования не относящегося к безопасности оборудования, а также использование внешнего оборудования для временного замещения стандартных компонентов. Детальные сведения по разработке и внедрению руководств по управлению авариями представлены в отдельной публикации МАГАТЭ [9].

4.119. Эффективность вышеупомянутых конструктивных устройств и мер по управлению авариями для снижения риска следует оценивать с помощью ВАБ.

¹⁶ Эти конструктивные устройства могут включать следующее:

- Ловушка активной зоны или область распределения материалов активной зоны и бетон основания, устойчивый к повреждению расплавом активной зоны;
- Рекомбинаторы водорода, производительность которых соответствует генерации водорода, возможной при тяжелой аварии;
- Система фильтруемого выброса из защитной оболочки, предназначенная для срабатывания в более позднее время для предотвращения разрушения защитной оболочки вследствие превышения давления при тяжелой аварии.

Противоаварийное планирование

4.120. Анализ тяжелых аварий следует также использовать для обеспечения гражданских властей исходными данными для внешнего противоаварийного планирования.

4.121. Результаты анализа тяжелых аварий следует использовать для определения источников радиационной опасности, которые могут служить основой для внешнего противоаварийного планирования.

4.122. Источники радиационной опасности следует также использовать для демонстрации эффективности укрытий, приема таблеток йодида калия, пищевых ограничений и эвакуации.

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

Введение

4.123. Вероятностный анализ безопасности обеспечивает всесторонний структурированный подход к определению сценариев аварий и получения количественных оценок риска. Для атомных электростанций ВАБ обычно выполняется на следующих трех уровнях:

4.124. **ВАБ уровня 1**, который определяет последовательности событий, которые могут привести к повреждению активной зоны, оценивает частоту повреждения активной зоны и обеспечивает понимание сильных и слабых сторон систем безопасности и процедур, предназначенных для предотвращения повреждения активной зоны.

4.125. **ВАБ уровня 2**, который определяет пути возможных радиоактивных выбросов со станции и оценивает их величину и частоту реализации. Этот анализ обеспечивает дополнительное понимание относительной важности предотвращающих и ослабляющих мер, таких как использование защитной оболочки.

4.126. **ВАБ уровня 3**, который оценивает влияние на здоровье, а также иные общественные риски, такие как загрязнение территории или продовольствия.

4.127. ВАБ уровня 1 в настоящее время выполнен для большей части атомных электростанций в мире. Однако в последние годы новым стандартом для многих типов атомных электростанций является выполнение ВАБ уровня 2. К настоящему времени выполнено относительно мало ВАБ уровня 3.

Применение ВАБ как части процесса принятия решений

4.128. Результаты ВАБ следует использовать как часть процесса проектирования для оценки уровня безопасности станции. Понимание, полученное в результате ВАБ, следует учитывать наряду с полученным из детерминистского анализа при принятии решений, касающихся безопасности станции. Это следует организовывать как итерационный процесс, нацеленный на обеспечение того, что национальные требования и критерии выполнены, проект (как определено в п. 4.139) сбалансирован и риск находится на разумно достижимом низком уровне.

4.129. Результаты ВАБ следует использовать для выявления слабых мест в конструкции или эксплуатации станции. Это может быть сделано путем изучения вклада групп исходных событий в риск и путем оценки важности вклада систем безопасности и ошибок персонала в общий риск. Если в результате ВАБ выявлено, что в конструкцию или эксплуатацию станции могут быть внесены изменения, понижающие риск, эти изменения следует внедрять там, где это разумно достижимо, принимая во внимание затраты и выгоду модификаций.

4.130. Кроме того, результаты ВАБ следует сравнивать с вероятностными критериями безопасности, если таковые определены для станции. Это следует делать для всех вероятностных критериев, определенных для станции, включая те, которые касаются надежности систем, повреждения активной зоны, выбросов радиоактивных веществ, влияния на здоровье работников и населения и последствий за пределами площадки, таких как загрязнение территории и ограничения продовольствия.

4.131. Результаты ВАБ следует использовать при разработке процедур для аварий и как исходную информацию для технологического регламента станции. В частности, результаты ВАБ следует использовать для изучения вклада в риск, который может возникать при выводе из эксплуатации единиц оборудования с целью проведения испытаний или технического обслуживания, а также для определения соответствия

частоты операций по надзору/испытанию. С помощью ВАБ следует подтверждать, что разрешенное время вывода из работы не увеличивает риск чрезмерно, и определять какие комбинации отключения оборудования следует исключить.

4.132. Результаты ВАБ уровня 2 следует использовать для того, чтобы определить, достаточные ли меры предприняты для ослабления последствий повреждения активной зоны, если оно произойдет. Здесь может рассматриваться, достаточно ли прочна защитная оболочка и обеспечивают ли защитные системы, такие как системы перемешивания/рекомбинации водорода, спринклерные системы защитной оболочки и системы вентиляции защитной оболочки, соответствующий уровень защиты, чтобы предотвратить большой выброс радиоактивных веществ в окружающую среду. Кроме того, ВАБ уровня 2 следует использовать для определения мер по управлению авариями, которые можно предпринять для ослабления последствий расплавления активной зоны. Они могут включать определение дополнительных мер, которые можно осуществить для подачи воды в защитную оболочку.

4.133. По мере возможности следует предоставлять результаты ВАБ уровней 2 и 3 гражданским властям как техническую исходную информацию для внешнего противоаварийного планирования.

Требования к ВАБ

4.134. ВАБ следует использовать в ходе проектирования и эксплуатации станции как помощь в процессе принятия решений по безопасности.

4.135. Для новой станции идеально следует начинать выполнение ВАБ на этапе концептуального проектирования для проверки соответствия уровня избыточности и разнообразия в системах безопасности, продолжить на этапе более детального проектирования для оценки более конкретных проектных решений и использовать для поддержки эксплуатации станции. На этапе проектирования следует организовать итерационный процесс, обеспечивающий обратную связь от знаний, полученных в ВАБ к проекту

4.136. Для существующей станции ВАБ следует выполнять либо как часть периодической оценки безопасности, либо для поддержки комплекта документов, обосновывающих безопасность в связи с предложенной модификацией. Хотя требования к ВАБ остаются теми же,

база данных может отличаться. Кроме того, в зависимости от возраста установки, оставшегося времени эксплуатации, стоимости предложенной модификации и иных, связанных с этим соображений, будут различаться изменения, которые было бы разумно внедрять для снижения риска.

4.137. В ВАБ следует рассматривать действительную или предполагаемую конструкцию или эксплуатацию станции, которую следует четко определить как начальную точку анализа. Состояние станции можно зафиксировать таким, каким оно было на определенную дату или каким оно будет, когда принятые модификации будут внедрены.

4.138. ВАБ следует проводить для того, чтобы: выявлять все последовательности отказов, вносящие вклад в риск; определять имеются ли слабые места в конструкции или эксплуатации станции; и оценивать необходимость изменений для снижения значимости таких слабых мест для безопасности. Если анализ не затрагивает всех вкладчиков в риск (например, в нем опущены внешние события и состояния с остановленным реактором), то заключения, сделанные относительно уровня риска от станции, сбалансированности систем безопасности и необходимости внесения изменений в конструкцию для снижения риска могут оказаться некорректными.

4.139. Посредством ВАБ следует определять имеют ли системы безопасности соответствующий уровень избыточности и разнообразия, достаточна ли глубоководолированная защита и сбалансирован ли проект в целом. В сбалансированном проекте посредством ВАБ следует показывать, что:

- Никакие особенности проекта не вносят непропорционально большой вклад в риск;
- Никакие группы исходных событий не вносят непропорционально большой вклад в риск;
- В целом низкий уровень риска не достигается за счет вкладчиков, имеющих значительную неопределенность;
- Первые два уровня защиты вносят главный вклад в обеспечение безопасности;
- В пределах каждого уровня защиты ни одна система безопасности не является непропорционально более значимой, чем остальные.

Недостаточная сбалансированность обычно является признаком того, что имеются благоприятные возможности для разумно осуществимого снижения риска.

Объем ВАБ

4.140. В ВАБ следует рассматривать вклад в риск от всех режимов работы станции. Однако может быть удобным анализировать режимы работы на мощности и при останове отдельно (и не до одного и того же уровня).

4.141. Если ВАБ выполняется только до уровня 1, то активная зона реактора является по определению центральной точкой анализа. Если ВАБ выполняется до уровня 2 или 3, то в объем ВАБ могут входить вклады в риск от других источников радиоактивных веществ на площадке, таких как отработанное топливо и радиоактивные отходы. Эти, находящиеся за пределами активной зоны источники, следует включать всякий раз, когда имеется намерение рассматривать суммарный риск от станции для индивидуума вблизи площадки.

4.142. В ВАБ следует принимать как отправную точку полный набор ПИС, включая как внутренние, так и внешние события. Затем анализ следует продолжать для определения полного набора последовательностей отказов, которые могут вносить вклад в риск. В последовательностях отказов следует рассматривать отказы компонентов, неготовность компонентов во время технического обслуживания или испытания, ошибки персонала, отказы по общей причине и, если возможно, принимать во внимание старение компонентов.

Методы ВАБ

4.143. К настоящему времени выполнено большое количество ВАБ для различных проектов атомных электростанций. Как следствие, методы ВАБ хорошо разработаны, особенно методы ВАБ уровня 1. Известно, что процессу ВАБ присущи неопределенности. Неопределенности не являются особенностью только ВАБ, они присутствуют и в детерминистских анализах безопасности. Однако методология ВАБ имеет возможность выявлять и количественно оценивать большую часть этих неопределенностей. Для ВАБ, выполняемого впервые, следует использовать методы, соответствующие лучшим образцам из современной международной практики.

4.144. На всем протяжении ВАБ следует преимущественно использовать методы наилучшей оценки. Сюда может входить анализ, выполняемый для обоснования критериев успеха систем безопасности,

моделирование явлений, которые могут иметь место в защитной оболочке после повреждения активной зоны, и перенос радиоактивных веществ, выброшенных в окружающую среду. Если это невозможно, следует принимать разумно консервативные допущения.

ВАБ уровня 1: Анализ частоты повреждения активной зоны

4.145. Анализ уровня 1 следует нацеливать на определение суммарной частоты повреждения активной зоны. Здесь требуется определить, что является повреждением активной зоны и перевести это определение в семейство критериев отказа систем безопасности. Больше информации о процедурах выполнения ВАБ уровня 1 дано в Спр.[10]. В анализе следует выявлять последовательности отказов, вносящие наибольший вклад в частоту, определять системы безопасности, наиболее важные для предотвращения повреждения активной зоны, и определять, можно ли внести изменения в проект и эксплуатацию станции, чтобы уменьшить риск.

Постулированные исходные события

4.146. Начальной точкой ВАБ следует считать полный перечень ПИС, которые могут привести напрямую либо в комбинации с другими отказами к возникновению угрозы ядерной безопасности. Последующие отказы, которые включены в детерминистский анализ, принимаются во внимание в ВАБ в анализе последовательностей событий и анализе систем.

4.147. В набор рассматриваемых ПИС следует включать все внутренние и внешние события, включая события с низкой частотой реализации, которые могут произойти, но не были учтены при проектировании станции.

4.148. В этот анализ следует включать ПИС, которые могут произойти во всех режимах работы станции и могут привести к выбросу радиоактивных веществ из любых источников на площадке.

Спецификация требований к системам безопасности

4.149. Для каждого из выявленных ПИС следует определить функции безопасности, которые необходимо выполнить для предотвращения повреждения активной зоны. Это те же функции безопасности, которые

рассматривались при анализе проектных аварий – то есть, определение исходного события, останов реактора, отвод остаточных тепловыделений и защита защитной оболочки. Однако пределы, за которыми функция безопасности будет считаться в состоянии отказа, будут реалистичными, а не консервативными, как в анализе проектных аварий.

4.150. Следует определять системы безопасности, необходимые для выполнения этих функций безопасности. Это следует основывать на анализе переходных процессов методом наилучших оценок, а не на консервативном анализе, применяемом для анализа проектных аварий. Следует определять необходимое для работы количество каналов обладающих избыточностью и разнообразием систем.

4.151. Могут быть определены ПИС, для которых необходимы те же или очень похожие действия систем безопасности. Для уменьшения объема анализа обычно эти ПИС группируются и анализируются в ВАБ совместно. (Это сходно, но не идентично группировке для детерминистского анализа, описанного в п.п. 4.75 – 4.77.) Группа исходных событий затем представляется исходным событием, наиболее нагружающим системы безопасности, а частота берется как сумма частот отдельных событий группы. Если ПИС группируются, это следует делать так, чтобы не вносить неприемлемый уровень пессимизма в анализ. Это может случиться, например, если выбранное представительное событие имеет низкую частоту, а все остальные события в группе значительно меньше нагружают системы безопасности, но имеют много большую суммарную частоту.

Анализ последовательностей событий

4.152. В анализе последовательности событий конструируются логические модели для групп исходных событий с целью определения последовательностей отказов, приводящих к возможному повреждению активной зоны. Эти логические модели начинаются с основной функции безопасности и рассматривают функции безопасности, требуемые для группы исходных событий, системы безопасности и отдельные компоненты в системах безопасности. Логические модели определяют, как могут сочетаться отказы компонентов, чтобы приводить к отказу функции безопасности и повреждению активной зоны.

4.153. Анализ последовательности событий, выполняемый для группы исходных событий, следует нацеливать на выявление всех сочетаний успешной работы и отказов оборудования систем безопасности, которые

могут привести к такому нарушению пределов безопасности станции, при котором возможно повреждение активной зоны.

4.154. В самых недавних ВАБ анализ последовательностей событий выполнялся с помощью сочетания анализов деревьев событий и деревьев отказов, поскольку эмпирическим путем было обнаружено, что это наиболее эффективный путь обращения с большими логическими моделями, требуемыми для атомных электростанций. Однако возможно выполнять анализ с помощью только деревьев отказов или деревьев событий, а для анализа отдельных событий может использоваться техника динамического анализа временной зависимости.

4.155. Следует выполнять систематическую оценку для выявления отказов оборудования систем безопасности (и оборудования систем нормальной эксплуатации, важных или не важных для безопасности, если эти отказы могут влиять на последовательность), которые могут произойти вследствие исходного события; эти отказы следует включать в логические модели, представляющие последовательность событий, которая может произойти.

4.156. Анализом последовательности событий следует охватывать все комбинации оборудования системы безопасности, которое может работать для выполнения требуемых функций безопасности.

4.157. Поскольку системы безопасности в составе атомной электростанции имеют общие управляющие и обеспечивающие системы, такие как электроснабжение, оборудование управления и контроля и охлаждающие системы, то возникают функциональные зависимости между системами безопасности. Следует выполнять систематическую оценку проекта и эксплуатации станции, чтобы обеспечить выявление всех таких взаимозависимостей и их моделирование в явном виде при анализе последовательностей событий или анализе систем.

Анализ отказов систем безопасности

4.158. Анализ последовательностей событий следует детализировать до уровня отдельных базисных событий. Эти базисные события включают отказы компонентов, неготовность компонентов во время технического обслуживания или испытания, отказы по общей причине обладающего избыточностью оборудования и ошибки персонала.

4.159. В анализе отказов системы следует рассматривать все относящиеся к делу механизмы отказа отдельных единиц оборудования системы безопасности. Эти механизмы отказа обычно уже выявлены в ходе анализа механизмов и влияния отказа, выполненного как часть проектных оценок. В модель системы следует также включать любые отказы, являющиеся следствием ПИС (если они не учтены уже полностью в моделях последовательности событий).

4.160. Все необходимые обеспечивающие системы следует выявлять и включать в анализ отказов систем, а взаимозависимости, являющиеся следствием общих обеспечивающих систем следует в явном виде представлять в логических моделях.

4.161. Во время эксплуатации станции отдельные единицы оборудования или каналы могут выводиться из работы для испытания, технического обслуживания или ремонта, и это уменьшит готовность системы безопасности выполнять функции безопасности. Такие отключения оборудования следует учитывать в явном виде в ВАБ. Это можно делать либо вводя в логические модели базисные события, представляющие отключения оборудования, либо многократно выполняя ВАБ.

Данные

4.162. Для количественных оценок в анализе необходимы данные по следующим позициям:

- Частоты исходных событий,
- Вероятности отказов оборудования,
- Частота и продолжительность отключений оборудования,
- Вероятности отказов по общим причинам,
- Вероятности ошибок персонала.

4.163. Частоты исходных событий и вероятности отказов оборудования следует принимать соответствующими проекту и эксплуатации станции. По возможности следует использовать данные, относящиеся к рассматриваемой станции. Если это невозможно, следует использовать данные, полученные при эксплуатации аналогичных станций. Опять-таки, если это невозможно, следует использовать обобщенные данные, когда можно показать их применимость. Для исходных событий с низкой частотой следует делать экспертную оценку.

4.164. При определении интенсивности отказов оборудования следует определять границы оборудования и учитывать существенные механизмы отказов. Для насоса сюда входят отказ на запуск, отказ работать в течение определенного времени и утечка из уплотнений насоса.

4.165. Следует использовать статистические данные, охватывающие все существенные причины исходных событий и все существенные механизмы отказов оборудования.

4.166. Для некоторых позиций, рассматриваемых в ВАБ, в частности, для исходных событий с незначительной частотой, таких как отказы сосудов, работающих под давлением или тяжелые землетрясения, соответствующий опыт эксплуатации отсутствует. Если не считается, что они дают значительный вклад в риск, то они могут быть отсеяны при наличии обоснования. В противном случае следует делать экспертную оценку их частоты и давать основания для этой оценки. В частности, методы выполнения вероятностных оценок сейсмической опасности хорошо разработаны и могут быть применены к любой площадке.

Отказ по общей причине

4.167. Существует возможность отказа единиц оборудования системы безопасности, обладающего избыточностью, из-за общей причины и это ограничивает надежность системы. Такие отказы по общей причине (ООП) могут моделироваться в анализе на уровне систем безопасности или на уровне отдельных компонентов. Одним из способов делать это является моделирование ООП на уровне систем безопасности, вводя в логическую модель базисное событие, представляющее ООП системы. Имеется ряд подходов для оценки вероятности ООП, включающий использование опыта эксплуатации и теоретические модели, такие как метод бета фактора и метод греческих букв.

4.168. В анализе следует моделировать отказы по общим причинам, которые могут произойти в системах безопасности, обладающих избыточностью. Для моделей ООП и используемых данных следует предоставлять обоснование. По мере возможности здесь следует учитывать опыт эксплуатации аналогичных систем.

4.169. Предыдущие анализы и опыт эксплуатации показали, что существует предел вероятности отказа не обладающих разнообразием систем безопасности, находящийся в диапазоне порядка от 10^{-3} до 10^{-5}

отказов на требование в зависимости от обеспеченной кратности резервирования и других конструктивных и эксплуатационных факторов. Это следует отражать в анализе.

Анализ надежности персонала

4.170. Человеческие ошибки могут влиять как на причину, так и на частоту последовательности событий. Они могут происходить до, во время и после начала последовательности событий и могут ослаблять либо усугублять аварию. Это следует моделировать в ВАБ. Данные по надежности человека следует брать из таких источников, как отчеты об инцидентах, отчеты о выполнении технического обслуживания, отчеты по ВАБ и наблюдения на тренажерах.

4.171. Человеческие ошибки, которые могут приводить к исходному событию, следует выявлять и включать как часть частоты исходного события.

4.172. Человеческие ошибки, которые могут приводить к отказам систем безопасности и к потере критических функций безопасности, следует моделировать явно в последовательности событий и в анализе отказов систем.

4.173. В используемых вероятностях человеческих ошибок следует учитывать факторы, которые могут влиять на работу оператора, включая уровень стресса, время, имеющееся для выполнения задания, наличие инструкций, уровень подготовки и внешние условия работы. Это следует определять в анализе задач, выполняемом как часть оценок при проектировании.

Выполнение количественного анализа

4.174. Разработанную логическую модель следует применить для выполнения количественного анализа, используя данные для определения суммарной частоты повреждения активной зоны и вклада от групп исходных событий. В настоящее время имеется несколько компьютерных кодов, которые могут использоваться для выполнения этого анализа.

4.175. В количественном анализе следует выявлять важность групп исходных событий, отказов компонентов, отказов систем безопасности и ошибок персонала, чтобы определить, откуда возникает вклад в риск и где могут быть слабые места в конструкции или эксплуатации систем

безопасности. Здесь следует, по возможности, использовать количественную меру важности (как у Бирнбаума и Фусселл-Весели – см. Спр.[10]). Это следует подтверждать исследованием чувствительности, если модели и данные содержат неопределенности.

Результаты анализа частоты повреждения активной зоны

4.176. Результаты анализа следует оценивать, чтобы получить уверенность в том, что они дают адекватное представление о риске от станции. Если имеются области, где оценки риска представляются чрезмерно консервативными или оптимистичными, то анализ следует пересмотреть, чтобы сделать его более реалистичным. Чрезмерный консерватизм может иметь место, если критерии успеха систем безопасности основаны на консервативных анализах проектных переходных процессов и консервативных критериях успеха критических функций безопасности, а не на рекомендуемых для ВАБ наилучших оценках. Чрезмерный оптимизм может иметь место, если необоснованно отсеяны возможные исходные события.

4.177. Результаты анализа следует сравнивать с критерием безопасности для частоты повреждения активной зоны, предложенном для станции (если таковой сформулирован). Если оцененная для станции частота повреждения активной зоны неприемлемо высока, то в проект или эксплуатацию станции следует внести изменения, чтобы уменьшить риск.

4.178. Даже если частота повреждения активной зоны приемлемо низка, результаты ВАБ следует систематически рассматривать для определения усовершенствований, которые могут быть сделаны для понижения этой частоты. Эти изменения следует вносить в том случае, если это разумно достижимо. Определение разумной достижимости будет зависеть от того, находится ли реактор на этапе проектирования или в эксплуатации, и от стоимости вносимых изменений. Этот процесс будет повторяться для того, чтобы попытаться уменьшить частоту повреждения активной зоны до или ниже целевого значения, установленного в проекте (если такое было определено) и для достижения сбалансированности проекта.

ВАБ уровня 2: Анализ развития аварии от повреждения активной зоны до выброса радиоактивных веществ

4.179. В этой части анализа рассматривается развитие аварии от начала повреждения активной зоны и явления, которые могут произойти и

привести к отказу защитной оболочки и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду. Детальная информация о процедурах при выполнении ВАБ уровня 2 дана в Спр. [11].

4.180. В анализе рассматривается эффективность проектных решений и мер по управлению авариями, предусмотренных для ослабления влияния повреждения активной зоны, и выполняются оценки частоты больших выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, которые можно сравнивать с вероятностными критериями (если таковые были определены).

Определение состояний повреждения станции

4.181. Выявленные в ВАБ уровня 1 последовательности отказов, которые могут приводить к повреждению активной зоны, следует группировать по состояниям повреждения станции (СПС), определенным с учетом факторов, влияющих на поведение защитной оболочки или выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду. В эти факторы обычно входят тип происшедшего исходного события, давление в контуре теплоносителя реактора, состояние систем аварийного охлаждения активной зоны и систем безопасности защитной оболочки, а также целостность защитной оболочки.

Моделирование развития повреждения активной зоны

4.182. В анализе развития аварии от повреждения активной зоны до выброса радиоактивных веществ следует моделировать значимые явления, угрожающие целостности защитной оболочки или влияющие на выброс радиоактивных веществ. Эти явления определены в пункте 4.113 и более полно описаны в литературе (см., например, доклады МАГАТЭ и АЯЭ ОЭСР по ВАБ уровня 2, Спр. [11, 12], соответственно).

4.183. В анализе следует использовать логический подход, моделирующий, развитие последовательности событий от повреждения активной зоны до радиоактивного выброса. Это обычно делается путем анализа деревьев событий, моделирующих аварийную последовательность в различные моменты времени и использующих набор логических узлов разветвления для моделирования происходящей последовательности событий. Разработка деревьев событий нуждается в поддержке теплогидравлическими расчетами и моделированием выхода и переноса продуктов деления в защитной оболочке.

4.184. В анализе дерева событий следует предусмотреть достаточное количество временных кадров и логических узлов, чтобы обеспечить рассмотрение значительных явлений, которые могут произойти в защитной оболочке. Стандартом является определение около 20 – 30 узлов, хотя в некоторых анализах использовано много большее количество узлов, чем приведенное (см., например, NUREG-1150 [13]). Эти логические узлы будут одинаковы для деревьев событий, составленных для каждого СПС; однако сами деревья событий будут различаться в деталях для каждого из определенных состояний из-за различных начальных условий, характеризующих СПС.

4.185. Конечные точки деревьев событий определяют последовательности происшедших событий и состояние защитной оболочки. Возможно, что защитная оболочка цела или что она отказала. Возможными механизмами отказа являются: байпас, отказ системы изоляции (эти два механизма отказа моделируются в определении СПС), утечка, разрушение или проплавление основания. Результирующий выброс радиоактивных веществ будет зависеть также от того, произошел ли отказ защитной оболочки рано или поздно в процессе развития аварии.

Данные

4.186. Данными, необходимыми для количественного анализа деревьев событий, являются условные вероятности точек разветвления. В явлениях, которые могут произойти, имеется значительная неопределенность, и, следовательно, используемые вероятности зачастую основаны на мнении экспертов.

4.187. В оценках следует подтверждать, что структура для получения мнений экспертов верна, сформулирована основа для оценок и насколько возможно показана ее правильность. Здесь следует учитывать выполненные теплогидравлические анализы, анализы для аналогичных станций и соответствующие результаты исследований. В количественных анализах деревьев событий для защитной оболочки следует учитывать взаимозависимости различных моделируемых явлений.

Анализ функционирования защитной оболочки

4.188. Одной из важных проблем, подлежащих рассмотрению, является то, как поведет себя защитная оболочка под нагрузкой, возникающей в результате повреждения активной зоны, и как будет происходить отказ.

4.189. В анализе следует рассмотреть прямое байпасирование защитной оболочки (например, вследствие разрыва трубки парогенератора или истечения теплоносителя за пределами защитной оболочки через связанные с LOCA системы) и отказ системы изоляции защитной оболочки. Обычно это включается в определение СПС.

4.190. Следует выполнять анализ прочности, чтобы определить, как поведет себя защитная оболочка под воздействием давления и температуры, возникающих при паровых взрывах, выделении неконденсируемых газов или горения водорода. Это следует основывать на реальном проекте защитной оболочки, принимая во внимание двери, проходки, уплотнения и прочие возможные слабые места. Следует выявлять возможные механизмы отказа защитной оболочки и оценивать их условную вероятность в зависимости от давления и температуры. Эта информация затем может быть использована при определении условных вероятностей для количественного анализа деревьев событий.

4.191. Следует также выполнять анализ того, как может отказать основание защитной оболочки в результате взаимодействия расплава активной зоны с бетоном, которое может произойти после разрушения корпуса реактора. Следует делать оценки условной вероятности отказа основания в зависимости от уровня остаточных тепловыделений и наличия охлаждения расплавленных материалов. Особое внимание следует проявлять, если над основанием защитной оболочки имеются дополнительные помещения, так что проникновение через основание может привести к радиоактивному выбросу через не имеющие фильтров пути.

Анализ источника радиоактивности

4.192. Обычно имеется большое количество конечных точек в анализе деревьев событий и они, как правило, группируются в категории по выбросу и/или источнику радиоактивности, имеющие сходные радиационные характеристики и последствия за пределами площадки.

4.193. В определение категорий выброса следует включать такие факторы как количество каждого изотопа, время, продолжительность, место выброса, количество энергии и распределение частиц по размерам.

4.194. Для каждой из выделенных категорий выброса следует определять источник радиоактивности. Здесь следует учитывать факторы, влияющие на источник радиоактивности, включая летучесть

радионуклидов, выход из топлива, удержание продуктов деления в контуре теплоносителя реактора и удержание продуктов деления в защитной оболочке.

4.195. Частоту каждой категории выброса следует определять, суммируя частоты каждой из отнесенных к ней конечных точек на дереве событий. Если в объем ВАБ входят выбросы ото всех источников радиоактивных веществ на площадке, то выбросы от источников вне активной зоны следует учитывать на этом этапе. Здесь может потребоваться определение дополнительных категорий выброса, которые обычно оказывают меньшее внешнее воздействие, но имеют более высокую частоту, чем связанные с поврежденной активной зоной.

Результаты ВАБ уровня 2

4.196. Результаты ВАБ уровня 2 обычно представляются в форме таблицы категорий источника радиоактивности или категорий выброса вместе с их частотами реализации. Категории источника радиоактивности и/или категории выброса определены в зависимости от состава радионуклидов (собранных в группы продуктов деления в соответствии с общими химическими и физическими характеристиками) и характеристик выброса (время возникновения после начала аварии, продолжительность, высота и количество энергии). Из этой информации может быть получена частота большого выброса или большого раннего выброса для сравнения с вероятностным критерием (если он определен). «Большой» определяется как больший, чем определенное количество радиоактивных веществ, часто определяемое как доля радиоактивного содержимого активной зоны.

4.197. Как и другие части ВАБ, результаты анализа уровня 2 следует использовать для определения основных вкладчиков в риск и изменений, которые могут быть внесены в проект или эксплуатацию станции для снижения риска. Здесь следует принимать во внимание значительные феноменологические неопределенности, присущие ВАБ уровня 2. Эти меры могут включать системы для удержания под контролем водорода (которые имеют производительность, соответствующую скорости выхода водорода после повреждения активной зоны), системы вентилируемого через фильтры выброса среды из защитной оболочки для предотвращения ее переопрессовки в долгосрочный период времени или специальные системы для охлаждения расплава активной зоны. Указанные меры следует внедрять в проект, если это разумно достижимо, принимая во внимание затраты и выгоду.

Управление авариями на площадке

4.198. В ходе аварии могут быть предприняты действия операторов для предотвращения дальнейшего развития аварии или ослабления ее последствий. Примерами таких мер по управлению авариями, часто включаемых в анализ, являются открытие сбросных клапанов для снижения давления в первом контуре и избежания выброса расплава из корпуса реактора под высоким давлением, а также добавление воды в защитную оболочку после выхода расплава активной зоны из первого контура для создания охлаждающей среды.

4.199. ВАБ уровня 2 следует использовать, чтобы определить, какие меры по управлению авариями возможны для ослабления последствий расплавления активной зоны. В эти меры следует включать действия, которые можно предпринять, чтобы поддержать функцию защитной оболочки или ограничить возможные выбросы радиоактивных веществ. Меры по управлению авариями следует включать в аварийные инструкции для станции и следует обеспечить подготовку станционных операторов, обязанных выполнять эти меры. Следует, чтобы меры по управлению тяжелыми авариями были совместимыми с оборудованием, измерениями и средствами диагностики, которые целесообразно использовать операторам в таких ситуациях.

ВАБ уровня 3: Анализ внешних последствий

4.200. В анализе внешних последствий моделируются выбросы радионуклидов с атомной электростанции, их перенос в окружающей среде и их последствия для здоровья населения и экономики. Более детальная информация о процедурах по выполнению ВАБ уровня 3 дана в Спр. [14]. В результате анализа следует (а) дать оценку индивидуальному риску смерти для населения, проживающего вблизи площадки, (b) рассмотреть различные внешние последствия, включая ранние и поздние последствия для здоровья населения и (с) учесть другие, экономические последствия.

Группировка источников радиоактивности

4.201. Как обсуждалось выше в пунктах. 4.192 – 4.196, последовательности отказов, выявленные в ВАБ уровня 2, обычно разделяют на категории выброса по сходству характеристики в отношении параметров рассеяния в атмосфере и внешних последствий. С помощью набора

категорий выброса следует представлять спектр возможных выбросов радиоактивных веществ со станции. Эти категории обычно определены в зависимости от состава выбрасываемых радионуклидов, классифицируемых по их летучести. Кроме того, категория выброса будет также определять промежуток времени между возникновением исходного события и началом выброса, а также длительность выброса, поскольку это важно для внешнего противоаварийного планирования. Частоту выброса определенной категории следует рассчитывать из совокупности конечных точек дерева событий для защитной оболочки, включенных в эту категорию.

Моделирование рассеяния в атмосфере

4.202. Для выполнения анализа внешних последствий имеется несколько компьютерных кодов. Для них необходимы исходные данные по станции и площадке, включая категории и частоты выброса для станции, а также данные по метеорологии, населению, сельскому хозяйству и промышленности для площадки и ее окружению. Коды моделируют перенос радионуклидов в окружающей среде, включая рассеяние в атмосфере, осаждение, повторный переход во взвешенное состояние, пищевые цепочки, а также моделируют пути облучения (излучение от облаков, ингаляция, загрязнение, осаждение на грунт, повторный переход во взвешенное состояние и прием с пищей), чтобы определить влияние на здоровье населения и внешние экономические последствия. (Обзор имеющихся компьютерных кодов для анализа внешних последствий выполнен МАГАТЭ [14]).

Данные по метеорологии

4.203. Для площадки следует определить данные по метеорологии. Их следует основывать на данных, собранных вблизи площадки в течение многих лет, и включать в них, как правило, направление и скорость ветра, категорию устойчивости, глубину дождевого и перемешивающего слоя. (Точный набор данных будет зависеть от используемого компьютерного кода.)

Данные по населению, сельскому хозяйству и экономике

4.204. Для площадки следует определить данные по населению, сельскому хозяйству и экономике. Эти данные обычно будут основаны на общенациональной информации, дополненной местными наблюдениями

вблизи площадки. Необходимые данные будут зависеть от выбора последствия для здоровья и экономических факторов, подлежащих включению в анализ. Как информация будет обрабатываться, зависит от конкретных нужд используемого компьютерного кода.

Результаты оценки социального риска

4.205. Результаты оценки социального риска следует сравнивать с критериями риска, если они определены для станции.

4.206. Результаты оценки социального риска следует предоставить гражданским властям как исходную техническую информацию для процесса принятия ими решений по внешнему противоаварийному планированию.

Внешнее противоаварийное планирование

4.207. Противоаварийное планирование и готовность относятся к деятельности, которая может осуществляться на и вне площадки атомной электростанции для защиты работников и населения от воздействия выброса радиоактивных веществ со станции. Следует исследовать стратегию контрмер, используя ВАБ уровня 3, если таковой имеется. В этот анализ следует включать рассмотрение пользы от краткосрочных мер, таких как укрытие, эвакуация и принятие таблеток йодистого калия; и необходимости длительных контрмер, таких как пищевые ограничения, переселение и дезактивация территории. В этом анализе следует также рассмотреть способ инициирования контрмер – автоматически в зависимости от состояния станции, либо на основе дозы.

4.208. Результаты ВАБ уровня 3 следует использовать как исходные данные для разработки противоаварийного плана и для оценки относительной эффективности аспектов планируемого противоаварийного реагирования.

Проверка ВАБ

4.209. Анализ нуждается во многих расчетных методах. Их диапазон простирается от логических моделей деревьев событий и отказов, используемых в анализе последовательностей событий, до моделей явлений, возможных внутри защитной оболочки вслед за повреждением активной зоны, и моделей для переноса радионуклидов в окружающей

среде для определения их влияния на здоровье и экономику. Эти расчетные методы следует подвергать проверке, чтобы продемонстрировать, что они адекватно представляют происходящие процессы. Это рассмотрено в изложенном ниже разделе по оценке используемых компьютерных кодов.

4.210. Становится стандартной практикой для эксплуатирующих организаций заказывать независимую экспертную оценку ВАБ внешней организации, зачастую из другой страны, чтобы обеспечить высокую степень уверенности в том, что объем, моделирование и данные адекватны, и гарантировать, что они соответствуют современной мировой практике ВАБ.

Использование ВАБ

Представление результатов ВАБ

4.211. Результаты ВАБ следует изучать, чтобы определить последовательности отказов, дающие наибольший вклад в риск. В некоторых случаях вкладчик может быть определен в ВАБ как доминантный, но дальнейшее изучение может навести на мысль о том, что его доминантность есть следствие излишне консервативных допущений в данной части ВАБ, а не соответствующее оригиналу отражение конструкции реактора. В таком случае следует пересматривать эти части анализа для получения лучшей оценки риска.

Текущий ВАБ

4.212. ВАБ следует использовать в течение срока службы станции в качестве источника исходной информации для процесса принятия решений. В течение срока эксплуатации атомной электростанции часто проводятся модификации конструкции или способов эксплуатации, как, например, изменения конфигурации станции во время обслуживания и испытаний. Эти модификации могут влиять на уровень риска от станции. В ходе эксплуатации станции появятся статистические данные по частотам исходных событий и вероятностям отказа компонентов. Так же могут появиться новая информация и более совершенные методы и средства анализа, которые могут изменить некоторые допущения, сделанные в анализе, и, следовательно, оценки риска, полученные в ВАБ.

4.213. Следовательно, ВАБ следует поддерживать обновляемым в течение всего срока службы станции, чтобы он был полезен в процессе принятия решений. При обновлении следует учитывать изменения в конструкции и эксплуатации станции, новую техническую информацию, более совершенные методы и средства анализа, которые становятся доступными, и новые данные, полученные из эксплуатации станции. Состояние ВАБ следует пересматривать регулярно, чтобы гарантировать, что он является представительной моделью станции.

4.214. Операторам станции следует собирать данные в течение срока ее службы для проверки или обновления анализа. Сюда следует включать статистические данные по частотам исходных событий, интенсивности отказов компонентов и неготовности станции в периоды испытаний, обслуживания или ремонта. Анализ следует оценивать в свете новых данных.

4.215. Разработку «текущего ВАБ» следует поддерживать в помощь процессу принятия решений при нормальной эксплуатации станции. Сюда входят такие виды деятельности, как планирование отключений для обслуживания, где ВАБ может использоваться, чтобы помочь гарантировать, что риск от этой активности соответственно низок. Опыт показал, что такой текущий ВАБ может давать существенную пользу эксплуатирующей организации и его использование обычно приветствуется регулирующим органом.

Ограничения ВАБ

4.216. ВАБ является ключевой частью процесса оценки проекта и анализа безопасности, поскольку он обеспечивает интегральную модель риска для станции в целом и позволяет последовательно оценивать как частоту, так и последствия возможных сценариев аварий. Однако в ВАБ имеются ограничения, которые необходимо понимать.

4.217. В частности, в ВАБ не следует видеть замену инженерным проектным оценкам и детерминистскому подходу к проектированию. Скорее ВАБ следует видеть как источник знаний об уровне риска происходящего от станции. Эти знания о риске следует использовать в процессе принятия решений для дополнения знаний, полученных из детерминистского анализа.

4.218. Имеются неопределенности в моделях и данных, используемых в ВАБ. Эта неопределенность относительно мала для вероятности отказа

компонентов, полученной из большой статистической базы данных или из соответствующего опыта эксплуатации. Однако, она может быть много большей и даже неисчислимой во многих других случаях, включая следующие:

- Частоты исходных событий и интенсивности отказов компонентов, для которых нет данных из опыта эксплуатации,
- Частота и перемещения грунта, связанные с сильными землетрясениями,
- Моделирование отказов по общей причине,
- Моделирование ошибок персонала,
- Моделирование явлений, возможных при тяжелых авариях,
- Оценка внешних последствий выбросов радиоактивных веществ со станции.

Эту неопределенность необходимо осознавать при использовании результатов ВАБ в процессе принятия решений. Результаты ВАБ следует дополнять анализом неопределенности или, по крайней мере, исследованием чувствительности.

Вероятностные критерии безопасности

Установление критериев

4.219. Если результаты ВАБ планируется использовать в поддержку процесса принятия решений, то для этого следует устанавливать формальную структуру. Детали этого процесса будут зависеть от цели конкретного применения ВАБ, природы решения и результатов ВАБ, намеченных к использованию. Если планируется использовать численные результаты ВАБ, то следует установить некие эталонные значения, с которыми эти результаты можно сравнивать.

4.220. Если целью ВАБ является выявление доминантных вкладчиков в риск или выбор между различными вариантами конструкции и конфигурации станции, то эталонное значение может не понадобиться.

4.221. Однако если целью ВАБ является оказание помощи в оценке того, (i) приемлем ли рассчитанный риск, (ii) приемлемо ли предложенное изменение в конструкции или эксплуатации станции либо, (iii) необходимы ли изменения для снижения уровня риска, то следует

разработать вероятностные критерии безопасности в качестве руководства для проектантов, служб эксплуатации и регулирующих органов в отношении желательного уровня безопасности станции. Эти критерии будут также служить для определения целей, которые должны будут достичь проектанты, службы эксплуатации и регулирующие органы, выполняя свои соответствующие роли в производстве безопасной ядерной энергии.

4.222. ВАБ дает количественные мерки риска на различных уровнях согласно уровню рассчитанных последствий. Вероятностные критерии безопасности могут быть поставлены в соотношение с любой из следующих мерок:

- Вероятность отказа функций или систем безопасности (Уровень 0);
- Частота повреждения активной зоны (Уровень 1);
- Частота конкретного выброса (т.е. количество, изотопы) радиоактивных веществ со станции или частота в зависимости от его величины (Уровень 2);
- Частота конкретных последствий для здоровья населения или последствий для окружающей среды (уровень 3).

4.223. Одна из возможных структур для определения вероятностных критериев безопасности дана в Спр. [15], которая определяет «порог приемлемости», выше которого уровень риска будет неприемлем, и «проектную цель», ниже которой риск будет определенно приемлем. Между этими двумя уровнями имеется область, в которой риск будет приемлем только, если все разумно достижимые меры снижения риска были предприняты. Хотя этот подход был принят в некоторых странах, международного консенсуса относительно его применения нет и чаще можно встретить вероятностные критерии безопасности, определенные как цели, целевые ориентиры или опорные значения для ориентации. Кроме того, нет международного консенсуса по численным значениям уровней риска, соответствующих порогу приемлемости и проектным целям.

Численные значения

4.224. Основываясь на опыте проектирования и эксплуатации атомных электростанций, INSAG предложил численные значения, которые могут быть достигнуты в существующих и разрабатываемых проектах атомных станций.

4.225. Вероятность отказа функции или системы безопасности: Вероятностные цели могут устанавливаться на уровне функций или систем безопасности. Они полезны для проверки соответствия обеспеченного уровня избыточности и разнообразия. Такие цели будут зависеть от конкретной станции, поэтому здесь нет общего руководства. В оценке безопасности следует проверять достигнуты ли эти цели. Если нет, то проект может еще быть приемлемым при условии выполнения критериев более высокого уровня; однако особое внимание следует уделять системам безопасности, о которых идет речь, чтобы понять могут ли быть выполнены разумно осуществимые улучшения.

4.226. Частота повреждения активной зоны: Для нее ИНСАГ (Спр. [4]) предложил следующие цели:

- 10^{-4} на реактор в год для существующих станций,
- 10^{-5} на реактор в год для будущих станций.

4.227. Частота повреждения активной зоны представляет собой наиболее общепринятую мерку риска, поскольку большая часть атомных электростанций подверглась, по меньшей мере, ВАБ уровня 1 и методология хорошо установилась. Во многих странах эти численные значения использованы формально либо неформально как вероятностные критерии безопасности.

4.228. Большой выброс радиоактивных веществ: Большой выброс радиоактивных веществ, который может иметь тяжелые последствия для общества и может потребовать применения внешних противоаварийных мер, можно определить различными способами, включая следующие:

- Как абсолютные значения (в Беккерелях) выброса наиболее значимых нуклидов,
- Как доля содержимого активной зоны,
- Как определенная доза наиболее облученного человека за пределами площадки,
- Как выброс, дающий «неприемлемые последствия».

4.229. Вероятностные критерии безопасности были предложены INSAG также и для больших радиоактивных выбросов [4]. Даны следующие цели:

- 10^{-5} на реактор в год для существующих станций,

— 10^{-6} на реактор в год для будущих станций¹⁷.

4.230. Хотя по поводу того, что составляет большой выброс консенсуса нет, во многих странах определены похожие количественные критерии.

4.231. Последствия для здоровья населения: INSAG не дал руководства по целям для последствий для здоровья населения. В некоторых странах цель для величины риска смерти лиц из населения взята равной 10^{-6} на реактор в год.

ИЗУЧЕНИЕ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ И АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ

4.232. Применение кодов наилучшей оценки, как рекомендовано и для детерминистического и для вероятностного анализов безопасности, следует дополнять изучением чувствительности и/или анализом неопределенности.

4.233. Изучение чувствительности, предполагающее систематическую вариацию входных величин и параметров расчетной модели, следует использовать для выявления важных параметров, необходимых для анализа, и для демонстрации отсутствия резких изменений результата анализа при реалистической вариации входных параметров («пороговых» эффектов).

4.234. Исследования неопределенности в рамках детерминистического анализа безопасности понимаются как статистические комбинации влияния на результаты стационарных параметров, расчетных моделей и

¹⁷ В INSAG-3 Rev. 1 [4], помимо вероятностного критерия безопасности установлена следующая цель для будущих атомных электростанций: «Другой целью для этих будущих станций является практическое исключение последствий аварий, которые могут приводить к большим ранним радиоактивным выбросам, тогда как тяжелые аварии, которые могут повлечь поздний отказ защитной оболочки будут учтены в ходе проектирования с реалистическими допущениями и анализами в наилучшем приближении, так что их последствия потребуют только защитных мер, ограниченных в пространстве и времени.»

связанных явлений. Эти исследования следует использовать для подтверждения того, что действительные стационарные параметры охвачены результатами расчетов плюс неопределенность с заданной высокой достоверностью. Для оценки неопределенностей обычно сочетают изучение чувствительности, сравнение расчетных программ, сравнение расчетов с данными и экспертные оценки.

4.235. Анализ неопределенности следует также выполнять и для ВАБ, поскольку он является ключевым компонентом. Выявление и анализ неопределенностей есть фундаментальная сильная сторона ВАБ. Неопределенности присутствуют также и в детерминистском анализе, но они, как правило, не общепризнанны или не анализируются. Более того, в попытке учесть неопределенность сознательно используется консерватизм. Степень неопределенности в детерминистском анализе, однако, не однородна и может привести к несбалансированному анализу. Сила методологии ВАБ в том, что она дополняет детерминистский подход и допускает полное выражение неопределенностей. В таком случае в неопределенностях следует отражать также диапазоны вероятности исходных событий и отказов компонентов.

ОЦЕНКА ИСПОЛЬЗУЕМЫХ КОМПЬЮТЕРНЫХ КОДОВ

4.236. В анализе безопасности используется большое количество компьютерных кодов. В их состав обычно входят:

- Радиационные коды для определения доз облучения персонала,
- Нейтронно-физические коды, моделирующие поведение активной зоны,
- Топливные коды, моделирующие поведение топливных элементов при нормальной эксплуатации и авариях,
- Теплогидравлические коды, моделирующие поведение активной зоны и соответствующих систем теплоносителя при нормальной эксплуатации и авариях,
- Теплогидравлические коды, моделирующие изменение давления и температуры при аварии с потерей теплоносителя первого или второго контуров,
- Прочностные коды, моделирующие напряженно-деформированное состояние компонентов и конструкций под нагрузками и их комбинациями,

- Коды анализа тяжелых аварий, моделирующие развитие аварийной последовательности от повреждения активной зоны до отказа защитной оболочки,
- Коды анализа радиационных последствий, моделирующие перенос радиоактивных веществ внутри и вне станции для определения их воздействия на персонал и население,
- Вероятностные коды, развивающие логическую модель для выявления аварийных последовательностей, которые могут возникать после ПИС, и оценки их частот.

4.237. Многие компьютерные коды, разрабатываемые в настоящее время, объединяют различные перечисленные выше модели в одном коде.

4.238. Все компьютерные коды, используемые в анализе безопасности, следует проверять и аттестовывать. В компьютерном коде следует обеспечивать соответствие используемых методов расчета назначению кода и правильное применение определяющих физических и логических уравнений.

4.239. В отношении компьютерных кодов следует подтверждать, что:

- Физические модели, используемые для описания процессов, обоснованы вместе с соответствующими упрощающими допущениями.
- Корреляции, используемые для представления физических процессов, обоснованы, а пределы их применимости определены.
- Определены пределы применимости кода. Это важно, если расчетные методы разработаны для моделирования физических процессов только в определенном диапазоне и не рекомендованы к применению за его пределами.
- Используемые численные методы обеспечат достаточно точное решение.
- При разработке, написании, тестировании и документировании компьютерного кода использовался систематический подход.
- Выполнена оценка исходной расчетной модели в отношении требований к коду. (Считается, что это может быть недостижимо для очень больших кодов.)

4.240. В отношении выходных данных компьютерного кода следует подтверждать, что результаты, спрогнозированные кодом, сравнивались с:

- Экспериментальными данными для значимых моделируемых явлений. Сюда обычно входит сравнение со специализированными и интегральными экспериментами.
- Станционными данными, включая испытания, выполненные при вводе в эксплуатацию или при пуске, а также с отклонениями от нормальной эксплуатации и авариями.
- Другими кодами, которые были разработаны независимо и используют другие методы. Это особенно важно при моделировании явлений тяжелых аварий.
- Стандартными проблемами и/или контрольными расчетными задачами, в которых получены достаточно точные результаты.

4.241. Каждый код следует аттестовать для каждой области применения в анализе безопасности.

4.242. Отмечено, что для некоторых разработанных кодов комплект аттестационных документов уже существует. Однако он может быть неполон для кодов, находящихся в процессе разработки, и кодов, моделирующих некоторые явления тяжелых аварий, которые не столь хорошо изучены.

4.243. В отношении пользователей кодов следует обеспечивать, чтобы:

- Пользователи получали соответствующую подготовку и хорошо знали код,
- Пользователи имели достаточный опыт применения кода и полностью понимали его возможности и ограничения,
- Пользователи имели соответствующие знания о применении кода,
- Пользователи (при любой возможности) применяли код в стандартных проблемах до начала работ по анализу безопасности.

4.244. В отношении применения компьютерных кодов следует подтверждать, что:

- Расчетная схема и станционные модели обеспечивают хорошее представление поведения станции,
- Входные данные верны,
- Результаты, выданные кодом, правильно поняты и использованы.

5. НЕЗАВИСИМАЯ ПРОВЕРКА

5.1. Целью независимой проверки безопасности является установление того, что оценка безопасности удовлетворяет соответствующим требованиям по безопасности. Если проверка может быть удобно подразделена на фазы и выполняться на различных важных этапах проектирования, то окончательную независимую проверку безопасности всегда следует выполнять после завершения проектирования.

5.2. Управление независимой проверкой может во многом следовать методам оценки безопасности, рассмотренным в Разделах 2 – 4 данного Руководства по безопасности. Однако объем независимой проверки может быть уже, чем в оценке безопасности, поскольку она может концентрироваться на наиболее значительных проблемах безопасности и требованиях, а не рассматривать их все.

5.3. Независимые проверки выполняются отдельно как владельцем-службой эксплуатации станции, который обычно проводит независимую экспертизу проектной организации, так и регулирующим органом.

5.4. Владелец полностью отвечает за свою независимую проверку, даже если он доверил ее частично другим организациям.

5.5. Деятельность по независимой оценке проекта является частью общей программы ОК и главной заботой в ходе проектирования атомной электростанции. Однако, как представлено на рис. 1, независимая проверка рассматривается как отдельная дополнительная проверка для обеспечения безопасного и совершенного проекта. Группа, выполняющая независимую проверку, может учитывать любые выполненные ранее экспертизы в рамках ОК при определении глубины и объема проверки.

5.6. Как упоминалось ранее, это Руководство по безопасности касается, прежде всего, деятельности, осуществляемой до начала строительства станции и концентрируется на деятельности, осуществляемой проектной организацией или по ее поручению. Однако оно может применяться по аналогии и к другой последующей проверочной деятельности.

5.7. Проверку оценки безопасности следует выполнять экспертам, которые знакомы с современными разработками в реакторной

технологии и анализе безопасности. Проверяющие должны быть независимы от проектантов станции.

5.8. Экспертам, выполняющим независимую проверку, следует проконтролировать, что процесс оценки безопасности соответствует требованиям. Им следует предоставить всю необходимую документацию, включая расчетные модели, данные и допущения. Кроме того, проверяющим должен быть обеспечен полный доступ на площадку для обхода определяющих зон с целью подтверждения того, что реально существующая установка адекватно представлена в оценке безопасности.

5.9. Примерный, не исчерпывающий перечень позиций, подлежащих проверке, сводится к следующему:

- Выбор ПИС,
- Примененные промышленные стандарты,
- Соответствующие проблемы оценки безопасности и радиационной защиты,
- Наихудшее исходное состояние станции, принятое для исходного события, чтобы охватить все аналогичные варианты,
- Сочетание отдельных событий и влияний их отказов,
- Выявление последующих отказов,
- Предполагаемая работа систем безопасности и других систем и компонентов в процессе развития событий,
- Предполагаемые действия операторов,
- Выбор аттестованных компьютерных кодов, применимых в конкретных анализах,
- Данные по надежности и их применимость к конкретному анализу,
- Составление деревьев событий и отказов в ВАБ,
- Отказы по общей причине,
- Применение модели дисперсии в атмосфере каждой конкретной формы в радиоактивном выбросе,
- Анализ неопределенности,
- Адекватность процесса анализа для событий за пределами проектных основ.

5.10. Следует выполнять независимую выборочную проверку компьютерных расчетов, чтобы удостовериться в правильности анализа. Если не была выполнена достаточная верификация и аттестация первоначально примененного кода, то следует применить альтернативный код, чтобы подтвердить его точность.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Installations, Safety Series No. 110, IAEA, Vienna (1993).
- [3] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [4] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Software for Computer Based Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.1, IAEA, Vienna (2000).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Single Failure Criterion, Safety Series No. 50-P-1, IAEA, Vienna (1990).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, Safety Standard Series No. NS-G-2.2, IAEA, Vienna (2000).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants: A Guidebook, Technical Reports Series No. 368, IAEA, Vienna (1994).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1), Safety Series No. 50-P-4, IAEA, Vienna (1992).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), Safety Series No. 50-P-8, IAEA, Vienna (1995).
- [12] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management, OECD/GD(97)198, OECD, Paris (1997).
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants, Rep. NUREG-1150, Division of Systems Research, USN0RC, Washington, DC (1990).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3), Safety Series No. 50-P-12, IAEA, Vienna (1996).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety, Safety Series No. 106, IAEA, Vienna (1992).

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Couch, D.P.	Pacific Northwest National Laboratory, Соединенные Штаты Америки
Del Nero, G.	Agenzia Nazionale per la Protezione dell'Ambiente, Италия
De Munk, P.	Ministry of Social Affairs, Nuclear Safety Department, Нидерланды
Филь, Н.	ОКБ Гидропресс, Российская Федерация
Foskolos, K.	Paul Scherrer Institut, Швейцария
Gasparini, M.	Международное агентство по атомной энергии
Misak, J.	Международное агентство по атомной энергии
Кабанов, Л.	Международный центр по ядерной безопасности Минатома России, Российская Федерация
Krishnan, V.S.	Atomic Energy of Canada Limited, Канада
Krugmann, U.	Siemens AG/KWU Erlangen, Германия
Lee, J.H.	Korea Institute of Nuclear Safety, Республика Корея
Omoto, A.	Tokyo Electric Power Company, Япония
Petrangeli, G.	Agenzia Nazionale per la Protezione dell'Ambiente, Италия
Rohar, S.	Nuclear Regulatory Authority, Словакия
Shepherd, C.H.	Her Majesty's Nuclear Installation Inspectorate, Соединенное Королевство
Simon, M.	Gesellschaft fur Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, Германия
Vidard, M.	Electricite de France, Франция
Vine, G.	Electric Power Research Institute,
Wilson, J.N.	Nuclear Regulatory Commission,

ОРГАНЫ ПО ОДОБРЕНИЮ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ

Комитет по нормам ядерной безопасности

Аргентина: Sajaroff, P.; *Бельгия:* Govaerts, P. (Chair); *Бразилия:* Salati de Almeida, I.P.; *Канада:* Malek, I.; *Китай:* Zhao, Y.; *Финляндия:* Reiman, L.; *Франция:* Saint Raymond, P.; *Германия:* Wendling, R.D.; *Индия:* Venkat Raj, V.; *Италия:* Del Nero, G.; *Япония:* Hirano, M.; *Республика Корея:* Lee, J.-I.; *Мексика:* Delgado Guardado, J.L.; *Нидерланды:* de Munk, P.; *Пакистан:* Hashimi, J.A.; *Российская Федерация:* Баклушин, РП.; *Испания:* Lequerica, I.; *Швеция:* Jende, E.; *Швейцария:* Aberli, W.; *Украина:* Миколайчук, О.; *Соединенное Королевство:* Hall, A.; *Соединенные Штаты Америки:* Murphy, J.; *Европейская комиссия:* Gomez-Gomez, J.A.; *МАГАТЭ:* Hughes, P. (Координатор); *Международная организация по стандартизации:* d'Ardenne, W.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР:* Royen, J.

Комиссия по нормам безопасности

Аргентина: D'Amato, E.; *Бразилия:* Caubit da Silva, A.; *Канада:* Bishop, A., Duncan, R.M.; *Китай:* Zhao, C.; *Франция:* Lacoste, A.-C., Gauvain, J.; *Германия:* Renneberg, W., Wendling, R.D.; *Индия:* Sukhatme, S.P.; *Япония:* Suda, N.; *Республика Корея:* Kim, S.-J.; *Российская Федерация:* Вишневецкий, Ю.Г.; *Испания:* Martin Marquinez, A.; *Швеция:* Holm, L.-E.; *Швейцария:* Jeschki, W.; *Украина:* Смышляев, О.Ю.; *Соединенное Королевство:* Williams, L.G. (Председатель), Pape, R.; *Соединенные Штаты Америки:* Travers, W.D.; *МАГАТЭ:* Karbassioun, A. (Координатор); *Международная организация по стандартизации:* Clarke, R.H.; *Агентство по ядерной энергии ОЭСР:* Shimomura, K.